# Wed. Sep 7, 2016

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

10:30 AM - 12:00 PM JST | 1:30 AM - 3:00 AM UTC | Room A Kumume City Plaza - The Grand Hall

## [PL1A01] Current status of the heavy ion radiotherapy in Kyushu

Chair: Kenji Ishibashi (Kyushu Univ.)

[PL1A0101] Current status of the heavy ion therapy equipment and future

*Mitsutaka Kanazawa[1] (1.SAGA-HIMAT)

[PL1A0102] Heavy ion therapy
Current status of the clinical study and future

*Yoshiyuki Shioyama[1] (1.SAGA-HIMAT)

Planning Lecture | Board and Committee：Board of Directors

1:00 PM - 3:00 PM JST | 4:00 AM - 6:00 AM UTC | Room A Kumume City Plaza - The Grand Hall

## [PL1A02] Discussion on Nuclear Power Station Lawsuites

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)

[PL1A0201] Objective and Scope

*Mitsuru Uesaka[1], *Nobuaki Sato[2] (1.Univ. of Tokyo, 2.Tohoku Univ.)

[PL1A0202] Lawsuit and interim injunction against operation of nuclear power plant

*Jun Masuda[1] (1.Chuo Univ.)

[PL1A0203] Summary of Study by Social and Environmental Division

*Tsutomu Sata[1] (1.JAEA)

[PL1A0204] Q&A and General Discussion

*Kohta Juraku[1] (1.Tokyo Denki Univ.)

Planning Lecture | Board and Committee：International Activities Committee (SFEN)

3:20 PM - 4:50 PM JST | 6:20 AM - 7:50 AM UTC | Room A Kumume City Plaza - The Grand Hall

## [PL1A03] France/Japan Joint Session of AESJ 2016 Fall Meeting Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Chair: Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

[PL1A0301] Opening and welcoming address

*Mitsuru Uesaka[1] (1.President of AESJ)

[PL1A0302] Joint collaboration address and report of COP21 Paris

*Valerie Faudon[1] (1.SFEN)

[PL1A0303] Global warming in progress and Increase of CO2 emission in Japan under delay of NPP restart process

*Tadashi Narabayashi[1] (1.Hokkaido Univ.)

[PL1A0304] Nuclear NPPs Situation and COP21 in France

*Sunil Felix[1] (1.French Embassy)

[PL1A0305] The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European power grid

*Takashi Kuroishi[1] (1.MHPS)

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

10:20 AM - 12:00 PM JST | 1:20 AM - 3:00 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [1B01-06] Fuel Cladding 1

Chair: Kan Sakamoto (NFD)

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

### [1B01] Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

(1)Corrosion rate

*Tomofumi Sakuragi[1], Satoshi Yoshida[1], Kato Osamu[2], Tateishi Tsuyoshi[3] (1.rwmc, 2.Kobelco, 3.Kobelco research institute)

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

### [1B02] Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

(2)Property evaluation of Zircaloy oxide

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

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

### [1B03] Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

(3)Factors influencing corrosion behaviors of Zircaloy

*Teppei Otsuka[1], Kenichi Hashizume[2], Osamu Kato[3], Tsuyoshi Tateishi[4], Tomofumi Sakuragi[5], Satoshi Yoshida[5] (1.Kindai Univ., 2.Kyushu Univ., 3.Kobelco, 4.Kobelco research Inst., 5.RWMC)

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

### [1B04] Tritium diffusion in oxygen-dissolved zirconium

*takaya moritama[1], Kenichi Hashizume[1], Teppei Otsuka[2], Osamu Kato[3], Tsuyoshi Tateishi[4] (1.Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu University, 2.Kindai University, 3.KOBE STEEL, LTD, 4.KOBELCO RESEARCH INSTITUTE. INC)

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

### [1B05] Effects of Dissolved Oxygen on Corrosion behavior of NITE-SiC/SiC Cladding under High Temperature/Pressurized Water

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

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

### [1B06] Microstructure and Mechanical Properties of Bonding Interface of NITE-SiC/SiC Composite by Brazing

*Atsuki Yoshihara[1], Yuuki Asakura[2], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Hirotatsu Kishimoto[1], Akira Kohyama[2] (1.Muroran Institute of Technology, 2.Muroran Institute of Technology Organization of Advanced Susta inability Initiative for Energy System/Materials)

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

2:45 PM - 4:55 PM JST | 5:45 AM - 7:55 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [1B07-14] Fuel Cladding 2

Chair: Katsuhiko Fujii (INSS)

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

[1B07] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(1)Overview of project

*Kan Sakamoto[1], Mutsumi Hirai[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Takao Kondo[6], Shinichiro Yamashita[5] (1.NFD, 2.Hokkaido Univ., 3.Kyoto Univ., 4.GNF-J, 5.JAEA, 6.Hitachi GE)

---

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

[1B08] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(2)Lattice and whole core evaluation

*Sho Takano[1], Daisuke Goto[1], Kazuyuki Kusagaya[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Akihiko Kimura[4], Shinichiro Yamashita[5] (1.GNF-J, 2.NFD, 3.Hokkaidou Univ., 4.Kyoto Univ., 5.JAEA)

---

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

[1B09] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(3)Fuel behavior analysis

*Kazuyuki Kusagaya[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Akihiko Kimura[4], Shinichiro Yamashita[5] (1.GNF-J, 2.NFD, 3.Hokkaido Univ., 4.Kyoto Univ., 5.JAEA)

---

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

[1B10] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(4)Manufacturing of FeCrAl-ODS steels

*Shigeharu Ukai[1], Naoko Oono[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Shinichiro Yamashita[5] (1.Hokkaido University, 2.NFD, 3.Kyoto University, 4.GNF-J, 5.JAEA)

---

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

[1B11] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(5)Tritium permeability measurement

*Mutsumi Hirai[1], Kan Sakamoto[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Teppei Otsuka[5], Shinichiro Yamashita[6] (1.NFD, 2.Hokkaido Univ., 3.Kyoto Univ., 4.GNF-J, 5.Kyushu Univ., 6.JAEA)

---

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

[1B12] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(6)Welding and inspection

*Akihiko Kimura[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Shinichiro Yamashita[4], Kazuyuki Kusagaya[5] (1.Kyoto Univ., 2.NFD, 3.Hokkaido Univ., 4.JAEA, 5.GNF-J)

---

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

[1B13] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(7)Irradiation behavior evaluation

*Shinichiro Yamashita[1], Keietsu Kondo[1], So Aoki[1], Naoyuki Hashimoto[2], Shigeharu Ukai[2], Kan Sakamoto[3], Mutsumi Hirai[3], Akihiko Kimura[4], Kazuyuki Kusagaya[5] (1.JAEA, 2.Hokkaido Univ., 3.NFD, 4.Kyoto Univ., 5.GNF-J)

---

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

[1B14] Microstructural evolution in Fe-Cr-Al alloys under irradiation

*Kodai Toyota[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1] (1.Hokkaido University)

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

4:55 PM - 6:45 PM JST | 7:55 AM - 9:45 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [1B15-21] Joint, Weld, Other materials

Chair: Shigeharu Ukai (Hokkaido Univ.)

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

[1B15] Environmental compatibility evaluation of extra high purity stainless steel cladding material

*Junji Etoh[1], Takaki Ashida[1], Takamasa Ochiai[1], Kiyoshi Kiuchi[1], Masayuki Takizawa[1], Junpei Nakayama[2] (1.MItsubishi Research Institute, Inc., 2.KOBE STEEL, LTD.)

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

[1B16] Microstructural change of duplex stainless steels after irradiation

*Yuta Suzuki[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1] (1.Hokkaido University)

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

[1B17] Mo effect on microstructure of neutron-irradiated stainless steel welds

*Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1.Institute of Nuclear Safety System)

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

[1B18] Microstructure analysis on thermally aged stainless overlay cladding using X-ray absorption

*Keiko Iwata[1], Hisashi Takamizawa[1], Yoosung Ha[1], Iwao Shimoyama[1], Yoshihiro Okamoto[1], Hiroshi Kojima[2], Ren Mayumi[2], Akihiro Iwase[2], Yasuyoshi Nagai[3], Yutaka Nishiyama[1] (1.JAEA, 2.OPU, 3.Tohoku Univ.)

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

[1B19] Application of neural-network based hardness prediction method to laser temper bead weldment of A533B steel

*taisei aramoto[1], rina yu[2], masahito mochizuki[2], kazuyoshi saida[2], kazutoshi nisimoto[2], naoki chigusa[3] (1.Fukui University of Technology, 2.Osaka University, 3.The Kansai Electric Power Co., Inc)

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

[1B20] Compatibility between group 4 metal borides and 304 grade of stainless steel

*Yusuke Kido[1], Kenichi Hashizume[1], Kan Sakamoto[2] (1.Interdisciplinary Graduate School of Engineering Science, Kyushu University, 2.Nippon Nuclear Fuel Development, Co., Ltd.)

6:25 PM - 6:40 PM JST | 9:25 AM - 9:40 AM UTC

[1B21] Impurity effects on oxygen Frenkel pair recombinations in cerium dioxide

*Kenichi SHIIYAMA[1], Seiya Takaki[2], Kazuhiro Yasuda[2], Syo Matsumura[2], Alain Chartier[3], Constantin Meis[3] (1.JUNSHIN GAKUKEN UNIVERSITY, 2.Kyushu Univ., 3.CEA Saclay)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [1C01-04] Radioactive inventory evaluation

Chair: Koichi Kitamura (JAEA)

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

[1C01] An effect of neutron-nenergy spectrum for radioactivity calculation for decommissioning

*Ken-ichi Tanaka[1], Jun Ueno[2] (1.The Institute of Applied Energy , 2.Genden Nuclear Engineering and Service Company)

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

[1C02] Fundamental investigations for precise estimation of activation

(1)Analysis and uncertainty for determination of trace elements

*Norikazu Kinoshita[1], Yuichi Tanimoto[1], Kazuaki Kosako[1], Akane Tada[1], Kazuyuki Torii[1], Itaru Kurosawa[1] (1.Shimizu Corporation)

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

[1C03] Fundamental investigations for precise estimation of activation

(2)Analysis of trace elements and estimation of radioactivities by activation

*Kazuyuki Torii[1], Norikazu Kinoshita[1], Yuichi Tanimoto[1], Kazuaki Kosako[1], Akane Tada[1], Itaru Kurosawa[1] (1.SHIMIZU CORPORATION)

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

[1C04] Influence of $^{59}$Ni radioactivity on decommissioning

*hideo ezure[1] (1.NAIS)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [1C05-08] Scenario evaluation, System development, Dismantling technology

Chair: Ken-ichi Tanaka (IAE)

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

[1C05] Optimization Study for Waste Packaging of Dismantled Reactor Components

Development of Package Number Calculation Model

*Jumpei Takahashi[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1.University of Fukui)

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

[1C06] Evaluation of Decommissioning Cost

(3)Study of Evaluation Methods for a Large-scale Power Reactor

*Haruka Okude[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1.University of FUKUI)

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

[1C07] Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

(6)Activity for Knowledge Transfer of Technical Expert

*Yasuaki Kato[1,2], Satoshi Yanagihara[1], Yukihiro Iguchi[1,2], Masashi Tezuka[2], Yuya Koda[2] (1.University of Fukui, 2.Japan Atomic Energy Agency)

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

[1C08] In-situ dismantling of the liquid waste storage tank LV-1 in the JRTF

(8)Cutting of lower part of the LV-1 tank

*Yuta Yokozuka[1], Ryuji Mimura[1], Toshiki Fujikura[1], Koichi Nemoto[1], Shigeo Shida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

10:00 AM - 10:50 AM JST | 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [1D01-03] Migration of Cesium

Chair: Takamitsu Ishidera (JAEA)

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

[1D01] Influence of the Saturation Change of Liquid Phase on the Migration of Cesium and Strontium

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

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

[1D02] Study on Cs(I) adsorption and desorption on suspended matters in Fukushima river water (2).

*Masaki Onodera[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Seiya Nagao[2] (1.Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku University, 2.Institute of Nature and Environmental Technology, Kanazawa University)

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

[1D03] Analysis of Diffusion Coefficient Consistent with Sorption Based on Evolution of Depth Distribution of Radiocaesium in Soil Contaminated by the Fukushima Nuclear Accident and Future Prediction of Depth Distribution

*Haruo Sato[1], Takuya Chikami[1] (1.Okayama University)

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

10:50 AM - 12:00 PM JST | 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [1D04-07] Accident waste disposal

Chair: Tatsumi Arima (Kyushu Univ.)

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

[1D04] Derivation of approximate analytical solutions for the nuclides release from engineered barrier system of radioactive waste disposal and understanding of response characteristics of the system

(1)Derivation of approximate analytical solution for the nuclides release from EBS with the double diffusion media and the response characteristics

*Takao Ohi[1], Hirokazu Takahashi[2] (1.JAEA, 2.QJ Science Ltd)

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

[1D05] Derivation of approximate analytical solutions for the nuclides release from engineered barrier system of radioactive waste disposal and understanding of response characteristics of the system

(2)Derivation of approximate analytical solution for the nuclides release from disposal facilities of pit and trench disposal system and the response characteristics

*Hirokazu Takahashi[1], Takao Ohi[2] (1.QJ Science, 2.Japan Atomic Energy Agency)

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

[1D06] Preliminary study for disposal of fuel debris

(1)Sensitivity analysis on safety functions of engineered and natural barriers

*Taro Shimada[1], Yuki Nishimura[1], Seiji Takeda[1] (1.JAEA)

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

[1D07] Preliminary Study for Disposal of Fuel Debris

(2)Impact of gas generation on disposal system

*Yuki Nishimura[1], Taro Shimada[1], Seiji Takeda[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 1

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [PL1D] Efforts toward Spent Fuel Removal from Spent Fuel Pools of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Takuji Takayama (TEPCO HD)

[PL1D01] Master Plan toward Spent Fuel Removal from the Spent Fuel Pools of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ippei Matsuoka[1] (1.TEPCO HD)

---

[PL1D02] Rubble removal work, Decontamination and Shield installation on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Takashi Inoue[1] (1.Kajima Corp.)

---

[PL1D03] Dose evaluation of working area on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Keisuke Shirai[1] (1.Toshiba Corp.)

---

[PL1D04] Gamma-ray Spectra and Dose Measurement Results on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Naoki Mukaida[1] (1.TEPCO HD)

---

[PL1D05] Design and Construction plan of Spent Fuel Removal Structure for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Ippei Matsuo[1] (1.Kajima Corp.)

---

[PL1D06] Design and Construction plan of Spent Fuel Removal System for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Fumihito Shinozaki[1] (1.Toshiba Corp.)

---

[PL1D07] Current situation of preparation for fuel removal from the Spent Fuel Pool of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Kanta Yamaguchi[1] (1.TEPCO HD)

---

[PL1D08] Development of Remote Guiding System, Rubble Suction Device, etc, for Dismantling Building Cover of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 1

*Itaru Kurosawa[1] (1.Shimizu Corp.)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [1D08-11] Cement solidified waste

Chair: Taiji Chida (Tohoku Univ.)

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

### [1D08] Study on cement solidified waste containing fuel debris

*Toru Shimmura[1], Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1] (1.Institute of Multidisciplinary Research for Advance Materials, Tohoku University)

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

### [1D09] Study on prolonged stability of solidified body of incineration ash by cement

(1)Immersion test

*yoshihisa kaneda[1], Kazuko haga[1], Shoichi Ogawa[1], Mikako Aoyama[1], Haruka Takahashi[1], Kazuo Yamada[2] (1.Taiheiyo Consultant, 2.National Institute for Environmental)

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

### [1D10] Study on prolonged stability of solidified body of incineration ash by cement

(2)Prediction of expansion behavior

*Hideyuki Hokora[1], Yoshifumi Hosokawa[2], Kazuko Haga[1], Shoichi Ogawa[1], Kazuo Yamada[3] (1.Taiheiyo Consultant, 2.Taiheiyo Cement, 3.National Institute for Environmental Studies)

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

### [1D11] Study on sorption of alkali ions into the cementitious material

*Kazuko Haga[1], Syuichi Harasawa[1], Sadayuki Watanabe[2], Kazuo Yamada[3], Yuichiro Kawabata[4] (1.Taiheiyo Consultant Co., Ltd, 2.Tokyo Metroporitan Industrial Technorogy Research Institute, 3.National Institute for Environmental Studies, 4.Port and Airport Research Institute)

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

3:50 PM - 5:10 PM JST | 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [1D12-16] Influence of cement

Chair: Yosuke Akagi (MMC)

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

### [1D12] Sorption Behavior of Iodide ions on Calcium Silicate Hydrate under the Coexistence of Chloride ions

*Hayato Onodera[1], Hirotaka Tago[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1.Graduate School of Engineering, Tohoku University)

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

### [1D13] Analytical Evaluation of the Yield of Hydrogen Gas by Radiolysis of Water in the Adjacent Cement-solidified Wastes

*Takuya Nakayama[1,2], Takeshi Osugi[1], Takejiro Shimazaki[1], Tomohisa Abe[1], Naoto Yagi[1], Osamu Nakazawa[1], Haruo Sato[2], Kazuhiko Suzuki[2] (1.JAEA, 2.OKAYAMA Univ.)

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

### [1D14] Evaluation of the change in physical properties of mortar due to the leaching

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

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

### [1D15] Study on the thermal deterioration of the cementitious material

*Kumi Negishi[1], Kazuko Haga[1], Daisuke Hayashi[2], Hitoshi Owada[2] (1.Taiheiyo Consultant Co., Ltd., 2.RWMC)

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

### [1D16] Study on DEF, a internal sulfate attack, for cementitious material

*Sadayuki Watanabe[1], Shoichi Ogawa[2], Kazuo Yamada[3], Yuichiro Kawabata[4] (1.TIRI, 2.Taiheiyo Consultant Co., Ltd., 3.NIES, 4.PARI)

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

5:10 PM - 6:30 PM JST | 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [1D17-21] Migration in host rock

Chair: Taishi Kobayashi (Kyoto Univ.)

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

[1D17] Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at the Grimsel Test Site

(1)Laboratory experiments

*Yosuke Akagi[1], Yukio Tachi[2], Kazuaki Nemoto[2], Andrew Martin[3] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Nagra)

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

[1D18] Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at the Grimsel Test Site

(2)Mineral and pore investigations

*Hisao Satoh[1], Yosuke Akagi[1], Yukio Tachi[2], Kazuhiro Matsumoto[2] (1.NERL, MMC, 2.JAEA)

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

[1D19] Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at Grimsel Test Site

(3)Modelling

*Tsuyoshi Ito[1], Yukio Tachi[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

[1D20] Estimation of Interaction between Surface of Granite and High Alkaline Groundwater Containing Ca ions by Using Micro Flow Cell

*MASAYUKI HAYASHI[1], Yuuichi Niibori[1], Taiji Chida[1], Daiki Kurata[1], Ryo Tashiro[1] (1.Department of Engineering , Tohoku University)

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

[1D21] Influence of pH on Sorption behavior of Europium to Thin Sections of Biotite Flakes

*Tomoyuki Toyota[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1] (1.Department of engineering,Tohoku university)

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

10:00 AM - 11:55 AM JST | 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [1E01-07] Vitrification 1

Chair: Kenji Takeshita (Tokyo Tech)

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

[1E01] Basic research programs for the next generation vitrification technology

(27)A Basic research on the applicability of iron phosphate glass for low-level radioactive waste -viscosimetry of glass melt-

*Fuminori Sato[1], Kenji Ishii[2], Tsuyoshi Arai[2], Junji Kojima[1] (1.JAEA Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories Tokai Reprocessing Technology Development Center Waste Management Department Waste Conditioning Section, 2.Shibaura Institute of Technology)

---

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

[1E02] Basic Research Programs for the Next Generation Vitrification Technology

(28)Study of fused glass solidification for low level radioactive ion exchange resin

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

---

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

[1E03] Basic research programs for the next generation vitrification technology

(29)Structural design of V additive borosilicate glass

*HIDENORI KAWASHIMA[1], taku hashimoto[1], toshiaki kakihara[1], toshiki fukui[1] (1.IHI Corporation)

---

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

[1E04] Basic research programs for the next generation vitrification technology

(30)Characterization of iron phosphate glass containing high-level waste simulant

*Hidekazu Kobayashi[1], Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Kennichi Sasage[1], Ippei Amamoto[1,2], Hiromichi Takebe[2], Hiroki Nakamura[3], Naoki Mitamura[3], Tatsuya Tsuzuki[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Ehime University, 3.Central Glass Co., Ltd)

---

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

[1E05] Basic research programs for the next generation vitrification technology

(31)Local structure analysis of iron phosphate glass containing high-level waste simulant using synchrotron radiation based XAFS

*Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Kenichi Sasage[1], Kiyoshi Hatakeyama[2] (1.JAEA, 2.E&E Techno Service Co. Ltd.)

---

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

[1E06] Basic research programs for the next generation vitrification technology

(32)Improvement in the adsorption capacity for MA

*Sou Watanabe[1], Hirohide Kofuji[1], Masayuki Takeuchi[1] (1.JAEA)

---

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

[1E07] Basic research programs for the next generation vitrification technology

(33)Effect of noble metal elements on Yellow Phase generation

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

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 2

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [PL1E] Essential characteristics for challenging light water reactors in conformity with social needs and preference

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

[PL1E01] Background and objectives

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

---

[PL1E02] Social needs and fundamental requirements

*Takafumi Narukawa[1] (1.JAEA)

---

[PL1E03] Technical issues and discussions

*Norio Sakai[1] (1.Toshiba Corp.)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [1E08-11] Vitrification 2

Chair: Daisuke Sugiyama(CRIEPI)

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

[1E08] Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

(1)Approach for Reduction of Potential Hazard

*Teruo YAMASHITA[1], Tadayuki MATSUMURA[1], Koichi OHYAMA[1], Takero HARASHIMA[1], Yasuo AYAME[1], Akira KODAKA[1] (1.JAEA)

---

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

[1E09] Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

(2)Operation Results and Evaluation of the Current TVF Glass Melter

*Tadayuki Matsumura[1], Teruo Yamashita[1], Koichi Ohyama[1], Takero Harashima[1], Yasuo Ayame[1], Akira Kodaka[1] (1.JAEA)

---

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

[1E10] Study on Vitrification Plan of High Level Liquid Waste in the TVF

(3)Configuation of Request Functions and Task for the Next Glass Melter

*Koichi Ohyama[1], Tadayuki Matsumura[1], Takero Harashima[1], Teruo Yamashita[1], Yasuo Ayame[1], Akira Kodaka[1] (1.JAEA)

---

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

[1E11] Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

Evaluation of Forms and Application Techniques for the Next Glass Melter

*Takero HARASHIMA[1], Teruo YAMASHITA[1], Tadayuki MATSUMURA[1], Koichi OHYAMA[1], Yasuo AYAME[1], Akira KODAKA[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

3:50 PM - 4:40 PM JST | 6:50 AM - 7:40 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [1E12-14] Vitrification 3

Chair: Sou Watanabe (JAEA)

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

### [1E12] Comparison of simulated waste glass by the purging of air or Ar gas in the glass melting process

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[2], Katsumi Seki[3], Hiromi Kobayashi[3], Masanobu Homma[3], Kiyoshi Hatakeyama[3] (1.JAEA, Nuclear Fuel Cycle Engineering Lab., 2.JAEA, Materials Sciences Research Center, 3.E&E Techno Service Co. Ltd.)

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

### [1E13] Basic study on the vitrification method of a spent zeolite using the borate glass

*Akane Usui[1], Takaya Suzuki[1], Tsuyoshi Arai[2] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology)

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

### [1E14] Study on the leaching behavior of Na and volume reduction of low radioactive liquid waste using the iron phosphate glass

*Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Kenji Ishii[2], Fuminori Sato[3], Junji Kojima[3] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency)

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

4:40 PM - 6:00 PM JST | 7:40 AM - 9:00 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [1E15-19] Waste Characterization

Chair: Takeshi Tsukada (CRIEPI)

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

### [1E15] Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

(4)Characteristics comparison of the existing and additional multiple radio-nuclides removal system slurry

Yuhei Fukuda[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2], Kazunori Nomura[1,2], Akira Ikeda[1,3], Masamichi Obata[1,3], *Masashi Ichikawa[4], Ryota Takahashi[4], Fumio Hirayama[4] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.TOSHIBA CORPORATION, 4.Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD)

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

### [1E16] Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

(5)Analysis of carbonate slurry sampled from High Integrity Container

*Yuhei Fukuda[1,2], Yoichi Arai[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Kazunori Nomura[1,2], Akira Ikeda[1,3], Masamichi Obata[1,3], Masashi Ichikawa[4], Ryota Takahashi[4], Fumio Hirayama[4] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.TOSHIBA CORPORATION, 4.Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.)

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

### [1E17] Studies on three-dimensional evaluation of nuclide distribution in zeolite wastes by γ -scanning of adsorption vessels

*Taichi Matsumura[1,2], Ryuji Nagaishi[1], Junichi Katakura[2], Masahide Suzuki[2] (1.JAEA, 2.NUT)

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

### [1E18] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(9)Discussion on transport behavior of radionuclides based on analytical data

*Yoshikazu Koma[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2], Takashi Ashida[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency)

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

### [1E19] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(10)Discussion to reduce uncertainty in the modelling estimation of waste inventory

*Daisuke Sugiyama[3], Jun Kato[1,2], Takao Ohi[1,2], Yoshikazu Koma[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Takashi Ashida[1,2], Hideaki Uchiyama[1], Sohken Ojiro[1], Ryo Nakabayashi[3], Tomonari Fujita[3] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

10:00 AM - 11:00 AM JST | 1:00 AM - 2:00 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [1F01-04] Exernal Hazard

Chair: Koji Morita (Kyushu Univ.)

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

### [1F01] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

(15)Progress in JFY2015 and Event Sequence Assessment Methodology against a Combination Hazard of Strong Wind and Rainfall

*Hidemasa Yamano[1], Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], Yasushi Okano[1], Takashi Takata[1], Takaaki Sakai[1], Takahiro Yamamoto[2], Yoshihiro Ishizuka[2], Ryuta Furukawa[2], Nobuo Geshi[2] (1.JAEA, 2.AIST)

---

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

### [1F02] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

(16)Selection of Combination Hazard Events for Safety Assessment and Event Sequence Assessment Methodology against a Combination Hazard of Snow and Low Temperature

*Hiroyuki Nishino[1], Hidemasa Yamano[1], Kenichi Kurisaka[1] (1.JAEA)

---

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

### [1F03] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

(17)Combination Hazard Curve Evaluation of Forest Fire and Thunder

*Yasushi OKANO[1], Hidemasa YAMANO[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

### [1F04] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

(18)Numerical Quantification of Plant State based on CMMC Method under Strong Rainfall Hazard

*Takashi Takata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

11:00 AM - 12:00 PM JST | 2:00 AM - 3:00 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [1F05-08] Probabilistic Risk Assessment 1

Chair: Takashi Takata (JAEA)

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

[1F05] Method of multiple failure initiating events for seismic PRA

(3)Analysis of Model Plant and issue of Evaluation Method

*Hiromichi Miura[1], Ryou Inomata[1], Tsuyoshi Uchida[1], Katsunori Ogura[1], Yuki Kameko[2], Ken Muramatsu[2], Hitoshi Muta[2] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry, 2.Tokyo City Univ.)

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

[1F06] Method of multiple failure initiating events for seismic PRA

(4)Analysis of Core Damage Probability

*Yuki Kameko[1], Ken Muramatsu[1], Hitoshi Muta[1], Hiromichi Miura[2], Ryou Inomata[2], Tsuyoshi Uchida[2], Katsunori Ogura[2] (1.Graduate School Tokyo City University , 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[1F07] A methodology for establishing margin to facilities and equipment used during core damage accidents

*Yuki Iita[1], Tatsuya Itoi[1], Naoto Sekimura[1] (1.The University of Tokyo)

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

[1F08] Study on Development of Level 2 PRA Methodology Considering Seismic Impact

*MOTOHISA MIYASHITA[1], HITOSHI MUTA[1], KEN MURAMATSU[1] (1.TOKYO CITY UNIVERSITY GRADUATE DIVISION)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [GM1F] 「原子力発電部会」第30回全体会議

[GM1F] General Meeting

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [PL1F] International Trends on Nuclear Power Generation

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)

[PL1F01] Energy, Electric Power and Nuclear Power Situation in the World

*Kunihiro Tokai[1] (1.JEPIC)

[PL1F02] Trends on Nuclear Power Generation in Advanced and Developing Countries

*Masaharu Kobayashi[1] (1.JAIF)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [1F09-13] Probabilistic Risk Assessment 2

Chair: Yoshiyuki Narumiya (KEPCO)

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

### [1F09] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

(1)Review of Requirements on Scenario Identification and Reliability Data Development

*Ken MURAMATSU Muramatsu[1], Hitoshi Muta[1], Kosuke Matsuda[1], Hiroyuki Sato[2], Hirohumi Ohashi[2], Akemi Nishida[2], Tatsuya Itoi[3], Masayuki Tanabe[4] (1.Tokyo City University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.The University of Tokyo, 4.JGC Corporation)

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

### [1F10] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

(2)Development of Source Term Evaluation Method

*Yuki Honda[1], Hiroyuki Sato[1], Hirofumi Ohashi[1], Akemi Nishida[1], Hitoshi Muta[2], Ken Muramatsu[2], Tatsuya Itoi[3], Masayuki Tanabe[4] (1.JAEA, 2.Tokyo City University, 3.The University of Tokyo, 4.JGC Corporation)

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

### [1F11] Development of Dynamic Probabilistic Risk Assessment Model for PWR using Simplified Plant Simulation

*Shohei Otsuki[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1.Nagoya University Graduate School of Engineering)

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

### [1F12] Conditional Monte Carlo method for large scale event tree analysis

*Shota Soga[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

### [1F13] Dynamic Risk Assessment of Combined Event of Earthquake and Seismic-induced Internal Flooding in Nuclear Power Plant

*SUNGHYON JANG[1], TAKAHIRO SUZUKI[2], AKIRA YAMAGUCHI[3] (1.Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo, 2.Department of Engineering, The University of Tokyo, 3.Nuclear Professional School, The University of Tokyo)

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

4:05 PM - 5:40 PM JST | 7:05 AM - 8:40 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [1F14-19] Fukushima Nuclear Power Plant Accident

Chair: Hiroshi Kawai (TEPSYS)

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

### [1F14] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(13)Current status of the MAAP enhancement project

*Yoshiji Karino[1], Yoshihiro Kojima[1], Rui Chihara[1], Koji Nishida[2] (1.IRID(Toshiba), 2.IRID(Hitachi-GE))

---

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

### [1F15] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(14)Unit-1 accident progression analysis by the improved MAAP code

*TAKESHI SAKAI[2,1], Tadashi Fujii[2,1], Kojo Nishida[2,1] (1.Hitachi-GE, 2.IRID)

---

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

### [1F16] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(15)Unit-2 accident progression analysis by the improved MAAP code

Rui Chihara[1], *Yoshihiro Kojima[1], Yoshiji Karino[1] (1.IRID(Toshiba))

---

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

### [1F17] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(16)Unit-3 accident progression analysis by the improved MAAP code

*Yoshihiro Kojima[1], Yoshiji Karino[1], Rui Chihara[1] (1.IRID(Toshiba))

---

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

### [1F18] Exploration for buried object in concrete using phased array method

*akio sumita[1], kenji osaki[1], katsumi masaki[1] (1.TOSHIBA)

---

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

### [1F19] Operation Side Ideas of the Searching of the Nuclear Reactor Conditions at SBO

(5)Understanding of the Operation of IC by New Modeling Analysis and Incidental Manual

*Kazuo Watanabe[1] (1.Watanabe Lab. for WNR Cx)

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

5:40 PM - 6:45 PM JST | 8:40 AM - 9:45 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [1F20-23] LWR performance duirng an accident 1

Chair: Koichi Nakamura (CRIEPI)

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

### [1F20] Study on Enhancement of Containment Behavior Analysis for LWR

*Tazai Ayuko[1], Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1] (1.Graduate school of Tokyo City University)

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

### [1F21] Thermal-hydraulic Analysis of BWR Containment Response to Accidents using the GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package

(1)Hydrogen Concentration Analysis

*Hiroshi Kawai[1], Kouta Tominaga[1], Daisuke Fujiwara[1] (1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

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

### [1F22] Structural Integrity Sensitivity Analysis of Reactor Pressure Vessel Based on Probabilistic Fracture Mechanics During Thermal Transient Condition

*Ryuta Okayama[1], Suzuki Masahide[1], Yinsheng Li[2], Jinya katsuyama[2] (1.Nagaoka university of technology, 2.Japan Atomic Energy Agency)

6:25 PM - 6:40 PM JST | 9:25 AM - 9:40 AM UTC

### [1F23] Performance evaluation of EPDM at elevated temperature

*ken suzuki[1], Shinichi Matsuda[2], Naoya Kani[2], Takuya Sugimura[2], Yusuke Tsutsumi[1] (1.NIPPON VALQUA INDUSTRIES, 2.Chubu Electric Power)

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

2:45 PM - 4:40 PM JST | 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [1G01-07] Maintenance, inspection, monitoring

Chair: Naoyuki Kouno (Hitachi)

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

[1G01] Wearable Computing for Support Systems at Work Site of Nuclear Plant

*Musashi Shigeyama[1], Kenji Osaki[1], Yukinori Hirose[1], Takaki Kato[1] (1.Toshiba)

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

[1G02] Sizing characteristics of defect length on ferromagnetic material surface by eddy current testing

*Noriyasu Kobayashi[1], Souichi Ueno[1], Takashi Kasuya[1], Kentaro Tsuchihashi[1] (1.Toshiba)

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

[1G03] Laser Excited Ultrasonic Approach for Non-destructive Evaluation of Nuclear Power Plant Structures

*Akinori Furusawa[1], Akihiko Nishimura[1], Kazuhiro Torimoto[2], Yusuke Takenaka[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Nippon Advanced Technology Co.,Ltd., 3.A-tec Co., Ltd.)

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

[1G04] Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 3
(1)Experimental approach

*Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mituyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1.Nuclear Fuel Industries ltd., 2.Atree, Inc)

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

[1G05] Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 3
(2)Theoretical studies using the finite element method

*Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1.Nuclear Fuel Industries,Ltd, 2.Atree, Inc)

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

[1G06] Development of a new inspeciton system for mechanical anchor bolts based on hammering tests (4)

*Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Yasufumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1.Nuclear Fuel Industries, ltd., 2.Atree Inc.)

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

[1G07] Diagnosis of Social Infrastructures Based on Probabilistic Fracture Mechanic Analysis by Dr. Mainte, Integrated Simulator of Mainte nance Optimizatoin of LWRs

*Yoshihiro Isobe[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Shinobu Yoshimura[2] (1.NFI, 2.The University of Tokyo)

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

4:40 PM - 5:45 PM JST | 7:40 AM - 8:45 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [1G08-11] Aseismic Engineering 1

Chair: Tetsuo Imaoka (HGNE)

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

[1G08] Establishment of the technical basis for applying viscous dampers in nuclear power plants

(1)Project outline

*Yukiko Narahara[1], Hiroshi Katayama[1], Tomokazu Higuchi[1], Ryo Ito[1], Keiji Matsunaga[1], Tadashi Murofushi[1] (1.Toshiba Corporation)

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

[1G09] Establishment of the technical basis for applying viscous dampers in nuclear power plants

(2)Viscous damper characteristic tests assuming the environment of nuclear power plant

*Tomokazu Higuchi[1], Hiroshi Katayama[1], Kiyoshi Hattori[1], Ryo Ito[1], Jun Nakajima[1], Yukiko Narahara[1] (1.Toshiba Corporation)

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

[1G10] Establishment of the technical basis to apply the viscous damper in nuclear power plant

Development of seismic response analysis for structures with the viscous damper

*Ryo Ito[1], Hiroshi Katayama[1], Kiyoshi Hattori[1], Tomokazu Higuchi[1], Jun Nakajima[1], Yukiko Narahara[1] (1.Toshiba Corporation)

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

[1G11] Evaluation of impact on structural strength of a thin wall elbow by seismic load direction

*Masato Abe[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Makoto Moriizumi[2], Kazuyuki Tsukimori[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy)

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

5:45 PM - 6:35 PM JST | 8:45 AM - 9:35 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [1G12-14] Aseismic Enginnering 2 (Seismic test using resonant type shaking table)

Chair: Takayuki Aoki (Tohoku Univ.)

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

[1G12] Development of resonant type shaking table utilizing for large acceleration vibration tests of nuclear components

*Michiya Sakai[1], Ryuya Shimazu[1], Kenji Kanazawa[1], Yasuki Ohtori[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Toshiyuki Kuribayashi[2] (1.CRIEPI, 2.Chubu E.P.)

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

[1G13] Seismic Test Result of motor operated valve actuators for Nuclear Power Plant

*Nobuo Kojima[1], Koji Nishino[1], Yukio Watanabe[1], Kazuyoshi Yonekura[1], Shin Kumagai[2], Hiroyuki Kamino[3], Yoshitaka Tsutsumi[4] (1.TOSHIBA Co., 2.Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd., 3.MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES LTD., 4.CHBU Electric Power Co.)

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

[1G14] Seismic Test Result of the Main Steam Safety Relief Valve for the Boiling Water Reactor Nuclear Power Plant

*Koji Nishino[1], Nobuo Kojima[1], Yukio Watanabe[2], Kazuyoshi Yonekura[1], Shin Kumagai[3], Yoshitaka Tsutsumi[4] (1.Toshiba Corporation, 2.TOSHIBA NUCLEAR ENGINEERING SERVICES Corporation, 3.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4.CHUBU Electric Power Co.,Inc.)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

10:20 AM - 11:25 AM JST | 1:20 AM - 2:25 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [1H01-04] Laser analysis

Chair: Masanobu Nogami (Kindai Univ.)

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

[1H01] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor -2

1.Characteristics of fiber-optic probe LIBS using a long duration ns pulse (1)

*Hironori Ohba[1,2], Ayumu Matsumoto[1], Masaaki Toshimitsu[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1.JAEA, 2.QST)

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

[1H02] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

2.Characteristics of fiber-optic probe LIBS using a long duration ns pulse (2)

*Ayumu Matsumoto[1], Hironori Ohba[1,2], Masaaki Toshimitsu[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1.JAEA, 2.QST)

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

[1H03] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

3.Atmosphere dependence of characteristics of microwave LIBS

*Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] (1.JAEA)

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

[1H04] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

4.Estimation of LIBS spectra using the least-square method

*Katsuaki Akaoka[1], Masaki Ohba[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] (1.JAEA)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

11:25 AM - 12:00 PM JST | 2:25 AM - 3:00 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [1H05-06] Solution chemistry

Chair: Noriko Asanuma (Tokai Univ.)

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

[1H05] Cation-Cation Interaction of Np(V) in Concentrated Chloride Solutions

*Toshiyuki Fujii[1], Akihiro Uehara[2], Yuji Shibahara[2] (1.Graduate School of Engineering, Osaka University, 2.Research Reactor Institute, Kyoto University)

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

[1H06] A Study on bifunctional Effect of Chelating Adsorbent for Recovery of Uranium from Seawater

*Ryuichi Toritsuka[1], Kazuki Hasimoto[1], Masanobu Nogami[1] (1.Kindai University)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [GM1H] 「再処理・リサイクル部会」第31回全体会議

[GM1H] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Reprocessing and Recycle Technology Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [PL1H] The Severe Accident Study Working Group for Nuclear Fuel Cycle Facilities Phase-II Report

Chair: Yasuhisa Ikeda (Tokyo Tech)

[PL1H01] General Explanation of the Phase-II Report
Objectives of Phase-II Activity

*Ken Muramatsu[1] (1.Tokyo City Univ.)

---

[PL1H02] General Explanation of the Phase-II Report
Evaporation to Dryness of Waste Solution

*Kazuo Yoshida[1] (1.JAEA)

---

[PL1H03] General Explanation of the Phase-II Report
Fire of Organic Solvents in Cell

*Hitoshi Abe[1] (1.JAEA)

---

[PL1H04] General Explanation of the Phase-II Report
Criticality Accident

*Yuichi Yamane[1] (1.JAEA)

---

[PL1H05] General Explanation of the Phase-II Report
Explosion of Hydrogen Generated by Radiolysis

*Takahiro Ishio[1] (1.JNFL)

---

[PL1H06] General Discussion

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

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [1H07-09] Actinides separation and recovery

Chair: Kazuyoshi Uruga (CRIEPI)

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

[1H07] Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant
(1)Molecular Design of Pyrrolidone-type Precipitant

*Koichiro Takao[1], Hiroyuki Kazama[1] (1.LANE, TokyoTech)

---

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

[1H08] Extraction Behavior of Cyclic Monoamide for Selective Separation of Uranium(VI) from Nitric Acid Media

*Yuki Uemoto[1], yuka Makino[1], Kouichi Matsumoto[1], Masanobu Nogami[1], Masayuki Harada[2], Yasuhisa Ikeda[2] (1.Kindai university, 2.Tokyo Institute of Technology)

---

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

[1H09] R&D of MA separation processes for P&T system using ADS
(8)Examination of Novel Extractants for MA/RE separation

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

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

3:35 PM - 4:40 PM JST | 6:35 AM - 7:40 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [1H10-13] Aqueous process

Chair: Masatoshi Iizuka (CRIEPI)

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

### [1H10] Development of U and Pu co-processing process

(1)Studies of U, Pu and Np co-recovery flow sheets with centrifugal contactors

*kazuaki kurabayashi[1], atsunari kudo[1], takehiko sato[1], kazuhito tada[1], tomoyuki ohbu[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

### [1H11] Development of U and Pu co-processing process

(2)Demonstration of U, Pu and Np co-recovery with centrifugal contactors

*Atsunari Kudo[1], Kazuaki Kurabayashi[1], Futoshi Yanagibashi[1], Takehiko Sato[1], Ikuo Fujimoto[1], Tomoyuki Ohbu[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

### [1H12] Durability of Centrifugal Contactors under Sludge Inclusion Condition

(8)Effect of sludge accumulation on extraction performance

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Takanobu Matsuura[2], Yukio Sakamoto[2], Satoshi Sekita[2] (1.JAEA, 2.NECO)

---

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

### [1H13] Countercurrent Extraction/Stripping Experiments Using TDdDGA Solvent Extractant in a Centrifugal Contactor System

*Satoshi Kibe[1], Kazuhiko Fujisaku[2], Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Tatsuro Matsumura[1] (1.JAEA, 2.ASCEND)

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

4:40 PM - 6:00 PM JST | 7:40 AM - 9:00 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [1H14-18] Pyroprocessing, Risk evaluation of reprocessing facility

Chair: Koichiro Takao (Tokyo Tech)

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

[1H14] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(7)Electro-refining test of high-content-Zr TRU metal fuel

*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], Yasushi Tsuboi[1], Kazuo Arie[1], Masatoshi Iizuka[2], Tsuyoshi Murakami[2] (1.Toshiba Corporation, 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[1H15] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(8)Studies on metal waste consolidation

*Masatoshi Iizuka Iizuka[1], Koichi Uozumi[1], Tsuyoshi Murakami[1], Takashi Omori[2], Kazuo Arie[2] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry, 2.Toshiba Corporation)

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

[1H16] Conditions of U-Pu co-deposition on solid inert cathode in electrorefining process

*Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Murakami[1], Masatoshi Iizuka[1], Takeshi Tsukada[1], Benoit Claux[2], Alcide Rodrigues[2], Pavel Soucek[2], Jean-Paul Glatz[2] (1.CRIEPI, 2.ITU)

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

[1H17] Studies on the palladium effects in high-level liquid waste

(1)Examination of the hydrogen consumption reaction mechanism

*Taisuke Tsukamoto[1], Naoki Ogawa[1], Shuji Fujii[1], Yousuke Mukai[1], Yuki Maehashi[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudo[2], Yuki Oota[2], Naoya Sakagami[2] (1.MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, LTD. , 2.Japan Nuclear Fuel, LTD.)

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

[1H18] Examination of ALARP analysis guideline for Reprocessing Plant

*Hiroshi Kinuhata[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masahiro Yamamoto[1], Kazumi Takebe[1], Naoki Takahashi[1], John Taylor[2], Ian Jones[2], Paul Coley[2], Jenna McIntyre[2] (1.Japan Nuclear Fuel Limited, 2.DBD Limited)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-1 Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment

6:00 PM - 6:35 PM JST | 9:00 AM - 9:35 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [1H19-20] Isotope enrichment

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

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

[1H19] Ca-48 Isotope Enrichment by Means of Crown-Ether Resin

*Yasuhiko Fujii[1], Shin Okumura[1], Saori Umehara[2], Msao Nomura[1], Toshitaka Kaneshiki[1], Toyohiko Yano[1], Tadafumi Kishimoto[3] (1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Tech., 2.Research Center for Nuclear Physics, Osaka Univ., 3.Graduate School of Science, Osaka Univ.)

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

[1H20] Numerical analysis on highly-efficient isotope separation of radioactive cesium by light-induced drift

*Kenta Yuki[1], Leo Matsuoka[1], Takanori Kobayashi[1], Shinichi Namba[1] (1.Hiroshima University)

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

2:45 PM - 3:55 PM JST | 5:45 AM - 6:55 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [1I01-04] Environmental Safety Assessments

Chair: Kimiaki Saito (JAEA)

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

[1I01] Analysis of atmospheric dispersion characteristics around a NPS with a mesoscale atmospheric dispersion model

*Tomohiro Jumonji[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Shigekazu Hirao[1,3], Tadashi Yamazaki[2], Kazuo Matsui[2] (1.Nagoya Univ., 2.Chubu Electric power, 3.Fukushima Univ.)

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

[1I02] Evaluation of in-soil infiltration effects to surface concentration estimation of radionuclides from NaI pulse height distribution.

*Kyousuke Saitou[1], Atomu Oku[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Tadashi yamazaki[2], Kazuo Matsui[2] (1.Nagoya Univ., 2.Chubu erectric power)

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

[1I03] A simulation study of personal dose equivalent for external exposure to radioactive cesium distributed in soil

*Daiki Satoh[1], Takuya Furuta[1], Fumiaki Takahashi[1], Choonsik Lee[2], Wesley Bolch[3] (1.JAEA, 2.NCI, 3.Univ. Florida)

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

[1I04] Study on Radiation Dose Evaluation based on the OIL

(3)Influence by intake of foods and drinks for OIL6 dose

*Yoshitaka Yoshhida[1] (1.INSS)

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

3:55 PM - 5:05 PM JST | 6:55 AM - 8:05 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [1I05-08] Radiation Dose Assessment

Chair: Yoshiaka Yoshida (INSS)

3:55 PM - 4:10 PM JST | 6:55 AM - 7:10 AM UTC

[1I05] Development of S value evaluation code for organ doses

*Sakae Kinase[1] (1.JAEA)

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

[1I06] Consideration of Dose Evaluation Model of Emergency Responders in Off-site

(1)Consideration of Emergency Responder's Actions and Dose Contribution by Radionuclides in Fukushima-Dai-ichi Nuclear Power Station Accident

*Kazumasa Shimada[1], Jun Hirouchi[1], Masanori Kimura[1], Masahiro Munakata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

[1I07] Application of dose coefficients for internal exposures based on Caucasian physique to Japanese

*Kentaro Manabe[1], Kaoru Sato[1], Fumiaki Takahashi[1] (1.JAEA)

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

[1I08] Evaluation of radiocesium concentration in contaminated debris for restricted recycling in the site of Fukushima Daiichi NPS.

*kazuji miwa[1], taro shimada[1], shizuka takai[1], nobuhide nabekura[1], seiji takeda[1] (1.JAEA)

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

5:05 PM - 6:15 PM JST | 8:05 AM - 9:15 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [1I09-12] Biological Effects

Chair: Toshihiro Shibata (IES)

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

### [1I09] Migration in environment and microscopic analysis of the particle containing high concentration of radioactive cesium present in Fukushima

*Genki Furuki[1], Junpei Imoto[1], Asumi Ochiai[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney C Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Kyushu University Department of Chemistry, 2.Facalty of Pure and Applied Sciences and Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, Tsukuba University, 3.Department of Environmental Management Faculty of Symbiotic System Science, Fukushima University, 4.Tokyo Institute of Technology Institute of Innovative Research Laboratory for advanced Nuclear Energy, 5.SUBATECH, the University and Ecole des Mines of Nantes and CNRS, 6.Department of Geological Sciences and Center for International Security and Cooperaion Stanford University)

---

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

### [1I10] Molecular Science for the role of microorgansims governing migration of radionuclides

(1)Interaction between microorganisms and environmental nanoparticles in subsurface

*Satoshi Utsunomiya[1], Shota Masaki[1], Yuriko Nakano[1], Kenta Ichiyoshi[1], Toshihiko Ohnuki[2], Michael F Hochella[3] (1.Department of Chemistry, Kyushu University, 2.Institute of Innovative Research(IIR), Tokyo Institute of Technology, 3.Department of Geosciences, Virginia Tech)

---

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

### [1I11] Molecular Science for the role of microorgansims goveming migration of radionuclides

(2)Effects of Organic Molecules on the Aggregation of $CeO_2$ Nanoparticles

*Yuriko Nakano[1], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Kyushu University Department of Chemistry)

---

5:50 PM - 6:05 PM JST | 8:50 AM - 9:05 AM UTC

### [1I12] Molecular Science for the role of microorganisms governing migration of radionuclides

(3)Interaction of Extracellular polymeric substances from *Saccharomyces cerevisiae* and Rare Earth Elements

*Kenta Ichiyoshi[1], Asumi Ochiai[1], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Department of Chemistry, Kyushu Uniaiversity)

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

10:00 AM - 11:05 AM JST | 1:00 AM - 2:05 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [1J01-04] Environmental Behavior 1

Chair: Hideki Kakiuchi (IES)

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

### [1J01] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

(18)Migration behavior of radioactive cesium in a river system in eastern Fukushima

*Takahiro Nakanishi[1], Hiroki Hagiwara[1] (1.JAEA)

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

### [1J02] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

(19)Transport and accumulation behavior of radioactive cesium in reservoir system

*Hironori Funaki[1], Kazuya Yoshimura[1], Kazuyuki Sakuma[1], Tetsuya Narita[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

### [1J03] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

(20)Spatiotemporal change of Cs in seabed sediment off the Fukushima coast

*Tadahiko Tsuruta[1], Hisaya Harada[1], Toshiharu Misonou[1], Toshiyuki Matsuoka[1] (1.JAEA, Sector of Fukushima Research and Development, Fukushima Environmental Center)

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

### [1J04] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

(21)Decrease rate of air dose rates on decontamination area in Fukushima-Hamadori

*Shigeo Nakama[1], Kazuya Yoshimura[1], Kenso Fujiwara[1] (1.JAEA)

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

11:05 AM - 11:55 AM JST | 2:05 AM - 2:55 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [1J05-07] Environmental Behavior 2

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

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

### [1J05] Assessment of radioactive nuclide transport in the harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(1)Insight of nuclide transport obtained by analyzing monitoring data

*Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1], Masahisa Watanabe[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

### [1J06] Assessment of radioactive nuclide transport in the harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(2)Flow simulation for 3D hydrodynamic model

*Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1], Masahisa Watanabe[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

### [1J07] Analysis of cesium-bearing micro particles in the sediment samples obtained by a ROV in Fukushima coastal waters

*Seiki Ohnishi[1], Toshikazu Koike[2], So Kamada[1], Blair Thornton[3] (1.National Maritime Research Institute, 2.Mitsui Engineering and Shipbuilding, 3.Tokyo University)

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 1

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [PL1J] Important role of AESJ standards for RIDM (risk informed decision making) for continuous safety improvement

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

[PL1J01] Concept for safety improvement

*Koji Okamoto[1] (1.Univ. of Tokyo)

---

[PL1J02] Process of risk governance

*Akira Yamaguchi[1] (1.Univ. of Tokyo)

---

[PL1J03] Plan for revising the implementation standard on use of risk information

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1.KEPCO)

---

[PL1J04] Quality of PRA for RIDM

*Seiichi Koshizuka[1] (1.Univ. of Tokyo)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [1J08-12] Environmental Radioactivity 1

Chair: Takatoshi Hattori (CRIEPI)

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

[1J08] Accumulation of $^{129}$I in cropland soil caused by deposition of radioactive emissions released from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Hideshi Fujiwara[1] (1.NARO)

---

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

[1J09] Research on Continuous Sea Area Monitoring for Radioactive Cesium

*So Kamada[1], Blair Thornton[2], Seiki Ohnishi[1], Yoshihiro Hirao[1], Mitsufumi Asami[1], Tamaki Ura[1] (1.National Institute of Maritime, Port, and Aviation Technology, 2.Institute of Industrial Science, the University of Tokyo)

---

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

[1J10] Elucidation on the desorption of Cs from marine soil

*Yukari Segawa[1], Yuta Kumagai[1], Masayuki Watanabe[1], Shigeyoshi Otosaka[1], Takuya Kobayashi[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

[1J11] Temporal changes in the vertical distribution of $^{137}$Cs in forest soils after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident: observations and model analysis

*Kotomi Muto[1], Mariko Atarashi-Andoh[1], Jun Koarashi[1], Takeshi Matsunaga[1] (1.JAEA)

---

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

[1J12] Investigation of source of radioactive particles within 3 km from Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant

*Yukihiko Satou[1], Keisuke Sueki[2], Haruka Minowa[3], Hideki Yoshikawa[1], Shigeo Nakama[1], Kenso Fujiwara[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Univ. of Tsukuba, 3.Jikei Univ.)

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

4:05 PM - 5:25 PM JST | 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [1J13-17] Radiation Dosimetry

Chair: Jun Hirouchi (JAEA)

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

### [1J13] Research on the Behavior of I-131, I-132, I-133 and Te-132 at March, 2011 using NaI(Tl) Pulse Height Distributions at Monitoring Posts in Fukushima Prefecture

*Hideo Hirayama[1], Hioshi Matsumura[1], Yoshihito Namito[1], Toshiya Sanami[1] (1.High Energy Accelerator Research Organization)

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

### [1J14] Unraveling the formation processes of Cs-rich microparticles in the Fukushima Daiichi nuclear power plant

*Junpei Imoto[1], Genki Furuki[1], Asumi Ochiai[1], Shinaya Yamasaki[2], Kenji Nanba[1,3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Department of Chemistry, Kyushu University, 2.Faculty of Pure and Applied Sciences and Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 3.Department of Environmental Management, Faculty of Symbiotic System Science, Fukushima University, 4.Laboratoty for Advaced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology Institute of Innovative Research, 5.SUBATECH, the University and Ecole des Mines of Nantes and CNRS, 6.Department of Geological Sciences and Center for International Security and Cooperation, Stanford University)

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

### [1J15] Real-time monitoring of dose rate and airborne radioactivity in working environment in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Daisuke Ozaki[1], Hideaki Kanehama[1], shinya Obata[1], Toshiharu Matsuzawa[1], Masatoshi Shioiri[2], Mitsuhiro Imai[2], Yasuhiro Ikeda[2] (1.Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc., 2.Fuji Electric Co.,Ltd)

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

### [1J16] Assessment of doses from the contamination inside house in evacuation area

*Airi Mori[1], Azusa Ishizaki[1], Tsutomu Tanabe[1], Takao Wada[1], Mitsugu Kato[1], Masahiro Munakata[1] (1.JAEA)

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

### [1J17] Estimation of the plutonium distribution in filter paper by the analysis of alpha-energy spectra

*Yukie Migita[1], Kumiko Fukutsu[1], Kota Ishii[2], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] (1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2.Toho University)

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

5:25 PM - 6:45 PM JST | 8:25 AM - 9:45 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [1J18-22] Radiation Measurement 1

Chair: Daiki Satoh (JAEA)

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

### [1J18] Performance evaluation and improvement of fluorescent nuclear track detectors for neutrons

*Takuya Hashizume[1,2], Tohru Okazaki[1], Toshiya Sanami[2,3], Masayuki Hagiwara[2,3], Hiroaki Hayashi[4], Ikuo Kobayashi[1] (1.Nagase Landauer, Ltd., 2.SOKENDAI, 3.KEK, 4.Tokushima Univ.)

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

### [1J19] Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system (2)

*Keigo Umetani[1], Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1], Keiji Oda[1] (1.Kobe univ. Graduate School of Maritime Sciences)

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

### [1J20] Fundamental study on novel dosimetry by means of microwave dielectric absorption spectroscopy

*satoshi sakashita[1], Takeyoshi Sunagawa[2], Makoto Hirayama[1], Yoitiro Matsuo[1], Yoshinobu Izumi[1] (1.Research Institute of Nuclear Engineering, 2.Fukui University of Technology)

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

### [1J21] The High-Sensitivity Gel Dosimeter Development for Medical by a New Mechanism

*Yutarou Aoki[1], Glenn Harvel[2], Toshiharu Sakura[3], Takeyoshi Sunagawa[1] (1.Fukui University of Technology, 2.University of Ontario Institute of Technology, 3.NUCLEAR TECHNOLOGY Inc.)

6:25 PM - 6:40 PM JST | 9:25 AM - 9:40 AM UTC

### [1J22] Total reflection X-ray fluorescence analysis of uranium in drainage water using collodion film sample holder

*Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yukie Izumoto[1], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] (1. National Institute of Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Toho university)

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

10:00 AM - 11:55 AM JST | 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [1K01-07] Thermal Hydraulics of Sodium-Cooled Fast Reactors

Chair: Tatsuya Matsumoto (Kyushu Univ.)

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

[1K01] Study on the Cooling Process of Decay Heat Removal System for Subassemblies of Sodium-cooled Fast Reactor

*Ayako Ono[1], Takamitsu Onojima[1], Norihiro Doda[1], Yasuhiro Miyake[2], Hideki Kamide[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.NDD corporation)

---

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

[1K02] Evaluation of the three-dimensional natural circulation heat removal characteristics in sodium-cooled fast reactor

*Junji Endo[1], Kazuhiro Oyama[1], Osamu Watanabe[1], Norihiro Doda[2] (1.Mitsubishi FBR Systems, 2.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

[1K03] Study on High Cycle Thermal Fatigue at a Bottom of UIS in a Sodium-cooled Fast Reactor

Influence of Flow Collector of Backup CR Guide Tube

*Jun Kobayashi[1], Toshiki Ezure[1], Masaaki Tanaka[1], Hideki Kamide[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

[1K04] Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor

(9th Report) Development of Cavitation Evaluation Method with Vortex Modeling

*Kei Ito[1], Toshiki Ezure[1], Masaaki Tanaka[1] (1.JAEA)

---

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

[1K05] Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor

(10)Application of Sub-Surface Vortex Evaluation Method to Intake of Primary Cold-Leg Pipe

*Hiroyuki Hagiwara[1], Satoshi Hayakawa[1], Toshiki Ezure[2], Kei Ito[2], Hiroyuki Ohshima[2] (1.Mitsubishi FBR Systems, 2.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

[1K06] Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor

(1)Experimental study on Sodium-water Reaction Simulated the Vertical Tube Bundle in Steam Generator

*Ryota Umeda[1], Kazuhito Shimoyama[1], Akikazu Kurihara[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

[1K07] Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor

(2)Evaluation of Target-wastage Based on the Local Wastage Environment around the Tube

*Akikazu Kurihara[1], Ryota Umeda[1], Kazuhito Shimoyama[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [GM1K] 「熱流動部会」第47回全体会議

[GM1K] General Meeting

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

2:45 PM - 4:35 PM JST | 5:45 AM - 7:35 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [1K08-14] Fuel Assembly Thermal Hydraulics

Chair: Yoichi Utanohara (INSS)

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

### [1K08] Thermal-hydraulic evaluation for fuel assembly design of next generation FBR in Japan

(1)Hydraulic evaluation of large bundle fuel assembly

*Satoshi Hayakawa[1], Kazuhiro Oyama[1], Takayuki Ozawa[2], Seiichiro Maeda[2], Hiroyuki Ohshima[2] (1.MFBR, 2.JAEA)

---

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

### [1K09] Thermal-hydraulic evaluation for fuel assembly design of next generation FBR in Japan

(2)Local temperature increase evaluation of fuel cladding tubes by a spacer wire

*Hironori Nakamura[1], Kazuhiro Oyama[1], Tomoaki Ogata[2], Takayuki Ozawa[3], Seiichiro Maeda[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)

---

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

### [1K10] Thermal-hydrauric evaluation of large bundle fuel assembly design of next generation FBR in Japan

(3)Numerical analysis for entrance nozzle of fuel assembly

*Osamu Watanabe[1], Satoshi Hayakawa[1], Iwao Ikarimoto[3], Hiroyuki Ohshima[2] (1.Mitsubishi FBR Systems, Inc., 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

---

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

### [1K11] Natural Convection Heat Transfer from Vertical 5x5 Rod Bundles in Liquid Sodium

*Koichi Hata[1], Katsuya FUKUDA[1], Tohru MIZUUCHI[2] (1.Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University , 2.Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

---

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

### [1K12] Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions

(6)Void-fraction distribution of salt-water pool-boiling in 5x5 bundle geometry

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

---

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

### [1K13] Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

(12)Influence of rod-pitch on void fraction distribution in rod bundle under high pressure conditions

*Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[1], Yuma Nagasawa[1], Takuji Nagayoshi[1], Takahiro Arai[2] (1.Hitachi-GE Nuclear Energy, 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)

---

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

### [1K14] Thermal-hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

(13)Void fraction measurement in 5×5 heated rod bundle at low flow rate and high pressure conditions using High-energy X-ray CT

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Yoshihisa Nishi[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

4:35 PM - 5:40 PM JST | 7:35 AM - 8:40 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [1K15-18] Behavior in Containment Vessel

Chair: Kazuyuki Takase (Nagaoka Univ. of Tech.)

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

### [1K15] System Response Test with the Horizontal PCCS

(5)System Response Test for the advanced PCCS

*masato yamada[1], mika tahara[1], keiji matsumoto[1], masato uchida[2], koji nishida[3] (1.Toshiba corporation, 2.The japan Atomic power conpany, 3.Hitachi-GE nuclear energy)

---

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

### [1K16] System Response Test with the Horizontal PCCS

(6)System Response Test Analysis

*Mika Tahara[1], Masato Yamada[1], Keiji Matsumoto[1], Masato Uchita[3], Kouji Nishida[2] (1.TOSHIBA, 2.HITACHI GE, 3.JAPC)

---

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

### [1K17] CIGMA experiment CC-PL-04 on thermal hydraulics behavior in containment vessel by outer surface cooling

(1)Experimental results and RELAP5 analysis

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

---

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

### [1K18] CIGMA experiment CC-PL-04 on thermal hydraulics behavior in containment vessel by outer surface cooling

(2)CFD anlysis

*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1.JAEA)

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

5:40 PM - 6:45 PM JST | 8:40 AM - 9:45 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [1K19-22] Severe Accident

Chair: Masahiro Furuya (CRIEPI)

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

[1K19] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

(8)Interface Behavior of Simulated Molten Fluid in Slope Part

*Kota Matsuura[1], Hideaki Monji[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1.University of Tsukuba, 2.JAEA)

---

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

[1K20] Study on Quench Behavior at Core Disruptive Accident for Fast Breeder Reactor

(31)Dominant conditions of surface solidification on a melt jet

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

---

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

[1K21] Development of Numerical Simulation for Jet Break up Behavior in Complicated Structure of BWR Lower Plenum

(14)Effect of Inlet Velocity on Jet Falling Behavior in Complicated Structures

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

---

6:25 PM - 6:40 PM JST | 9:25 AM - 9:40 AM UTC

[1K22] Development of Numerical Simulation for Jet Breakup Behavior in Complicated Structure of BWR Lower Plenum

(15)Evaluation of the Molten Falling Behavior in Single-Channel by the High Resolution Analysis

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

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-3 Research Reactor, Application of Neutron

10:00 AM - 11:05 AM JST | 1:00 AM - 2:05 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [1L01-04] Design and Analysis of Research Reactor

Chair: Tadafumi Sano (Kyoto Univ.)

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

[1L01] PIE Burnup Measurement & Analysis of LEU Silicide Fuel Plates Irradiated in RSG GAS Multipurpose Reactor (MPR-30)

*Peng Hong Liem[1], Siti Amini[2], Aslina Br. Ginting[2], Antonio G. Hutagaol[2], Tagor Malem Sembiring[2] (1.NAIS, Co. Inc., 2.BATAN (NNEA))

---

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

[1L02] The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3

(1)Design of Fuel and core

*Masaji Arai[1], Kazuo Takino[1], Takashi Tsumura[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

[1L03] The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3

(2)Investigation of thermal power distribution

Kazuo Takino[1], Takashi Tsumura[1], *Masaji Arai[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

[1L04] The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3

(3)Thermal margin

*Takashi Tsumura[1], Masaji Arai[1], Kazuo Takino[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

11:05 AM - 11:55 AM JST | 2:05 AM - 2:55 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [1L05-07] Nuclear Transmutation Technology

Chair: Kazumi Ikeda (MFBR)

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

[1L05] Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR fuel

(6)Development of Nuclear Fuel Cycle Simulation Code

*Matsumiya Hiroshi[1], Satoshi Wada[1], Tsukasa Sugita[1], Rei Kimura[1], Shungo Sakurai[1], Kenichi Yoshioka[1], Kouji Hiraiwa[1], Rie Aizawa[1], Noboru Jimbo[1] (1.Toshiba Corp.)

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

[1L06] Study on MA reduction and Pu-238 generation using the ADS

*Kento Ogawa[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1.Hokkaido university department of Energy and Environment system nuclear engineering laboratory)

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

[1L07] Study on the technology for valuable element production by neutron transmutation in light water reactors

*Hiroki Takezawa[1], Naoyuki Takaki[1] (1.Tokyo City University)

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session 1 - Nuclear Data Division, Reactor Physics Division, Particle Accelerator and Beams Science Division, Special Committee on Nuclear Data

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [PL1L] Decommissioning of reactor and accelerator facilities, and present status of nuclear data libraries for activation cross-sections

Chair: Satoshi Kunieda (JAEA)

[PL1L01] Evaluation and issue of radioactive inventory for Fugen's decommissioning

*Hirokazu Hayashi[1] (1.JAEA)

[PL1L02] Decommissioning of Kyushu University Tandem Accelerator Laboratory

*Takashi Teranishi[1] (1.Kyushu Univ.)

[PL1L03] Present status and issues of the activation nuclear data library

*Nobuyuki Iwamoto[1] (1.JAEA)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [1L08-12] Design of New Type Reactor

Chair: Rei Kimura (TOSHIBA Co.)

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

### [1L08] Introduction of rock-like oxide fuel in PBR with accumulative fuel loading scheme

*Irwan Liapto Simanullang[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1.Tokyo Institute of Technology)

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

### [1L09] Feasibility and Use of Fluoride Molten-Salt Fast Breeder Reactor

(VII) Utilization of Fuel Salt made by mixing LiF-NaF-$UF_4$ and LiF-KF-$TRUF_3$ Eutectics

*Koshi Mitachi

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

### [1L10] Core design study of space reactor with low excess reactivity

*Shintaro Okumura[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1.Hokkaido Univercity,Graduate school,Facility of Engeering,Division of Energy Enviroment System,Labolatory of Nuclear Reactor Engeering)

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

### [1L11] Optimization of Small CANDLE Burn-up Reactor for Space Nuclear Power

*Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

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

### [1L12] Thermal Hydraulic Analysis on CANDLE Burning Reactor with Initial Core Using Plutonium from LWR Spent Fuel

*Hiroki OSATO[1], Jun NISHIYAMA[2], Toru OBARA[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

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

4:05 PM - 5:40 PM JST | 7:05 AM - 8:40 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [1L13-18] Burnup Analysis

Chair: Go Chiba (Hokkaido Univ.)

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

[1L13] Evaluation of the breeding performance of heavy water cooled thorium reactor

*Sota Muso[1], Naoyuki takaki[1] (1.Tokyo city university)

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

[1L14] Effect of BP cell model for HTTR burnup characteristics

*fujimoto nozomu[1], Yuki honda[2], Kodai Fukuda[3], Minoru Goto[2], Daisuke Tochio[2], Shoji Takada[2] (1.Kyushu university, 2.JAEA, 3.Tokyo Institute of Technology)

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

[1L15] Measurement and burnup analysis of $^{106}Ru/^{144}Ce$ activity ratio for spent fuel cooled more than 10 years

*Shunsuke Sato[1], Yasushi Nauchi[1], Takehito Hayakawa[2], Yasuhiko Kimura[3], Kenya Suyama[3] (1.CRIEPI, 2.QST, 3.JAEA)

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

[1L16] Analysis of measured isotopic compositions of fuels irradiated in light water reactors by CASMO5 (1)$UO_2$ fuel

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

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

[1L17] Analysis of measured isotopic compositions of fuels irradiated in light water reactors by CASMO5 (2)MOX fuel

*tomohiro sakai[1], Toru Yamamoto[1], Daiki Iwahashi[1] (1.S/NRA/R)

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

[1L18] Core Follow Calculations of Operation Cycles after About 10 Years Outage in a U.S. BWR

Katsuyoshi Oyama[1], *Tsuyoshi Ama[2], Tadashi Maeda[2], Takashi Yoshii[2], Akihiro Fukao[2] (1.TEPCO Holdings, 2.TEPSYS)

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

5:40 PM - 6:45 PM JST | 8:40 AM - 9:45 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [1L19-22] Experiment and Analysis

Chair: Hideki Matsumoto (MHI)

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

[1L19] Analysis of kinetic parameters and reactor period for CROCUS perturbed core

*Yasushi Nauchi[1], Andrea Zoia[2], Emeric Brun[2], Cedric Jouanne[2] (1.CRIEPI, 2.CEA)

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

[1L20] Analysis of HTC critical experiments

(1)Phase 1,2

*SHIGEKI SHIBA[1], Tomohiro Sakai[1] (1.S/NRA/R)

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

[1L21] Preliminary Experiments for Reactor Noise Analysis using Neutron Detector with Eu doped $LiCaAlF_6$

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

6:25 PM - 6:40 PM JST | 9:25 AM - 9:40 AM UTC

[1L22] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(9)Measurement of Doppler Effect for Metallic Fuel Alloy Material with Pulsed Neutron Source

*Hironobu Unesaki[1], Tadafumi SANO Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1], Akihiro Hara[2], Yasushi Tsuboi[2], Kazuo Arie[2] (1.Kyoto University Research Reactor Institute, 2.Toshiba Corporation)

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

10:00 AM - 10:50 AM JST | 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [1M01-03] Characteristics of Liquid Li-Lead

Chair: Makoto Nakamura (QST)

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

[1M01] Chemistry of H solution and diffusion in Li-Pb eutectic alloy

*Fukada Satoshi[1], Takuji Oda[2], Kazunari Katayama[1], Mao Kinjyo[1], Terunori Nishikawa[1] (1.Kyushu Univ., 2.Seoul Univ.)

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

[1M02] Argon gas and hydrogen isotope behavior in $Li_{17}Pb_{83}$

*Terunori Nishikawa[1], Satoshi Fukada[1], Mao Kinjo[1], Kazunari Katayama[1] (1.Kyushu University)

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

[1M03] Molecular Dynamics Study on Physical Properties of Liquid Lead-17lithium Alloy

*Yun Gao[1], Guido Raos[2], Carlo Cavallotti[2], Minoru Takahashi[3] (1.Tokyo Institute of Technology, Graduate school of Engineering, Department of Nuclear Engineering, 2.Politecnico di Milano, 3.Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy)

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

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [1M04-07] Tritium behavior and its containment

Chair: Fukada Satoshi (Kyushu Univ.)

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

[1M04] Observation of tritium desorption behavior from tungsten deposition layer by imaging plate method

*Kazunari Katayama[1], Mizuki Noguchi[1], Yuji Torikai[2], Naoko Ashikawa[3], Akira Taguchi[4], Satoshi Fukada[1] (1.Kyushu Univ., 2.Ibaraki Univ., 3.NIFS, 4.Univ. Toyama)

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

[1M05] Measurement of tritium released from solid breeder blanket

*Yoshinori Kawamura[1], Yuki Edao[1], Kentaro Ochiai[1], Tsuyoshi Hoshino[1] (1.QST)

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

[1M06] Tritium production and containment performance of lithium rod test module for high temperature gas-cooled reactor

*yuma ida[1], hideaki matsuura[1], satoru nagasumi[1], kazunari katayama[2], teppei ootsuka[3], minoru goto[4], shigeaki nakagawa[4] (1.kyushu univ., 2.kyushu univ, 3.kinki univ., 4.JAEA)

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

[1M07] Integrity of the vacuum vessel as a primary confinement barrier of a fusion DEMO reactor studied in the BA

*Makoto Nakamura[1], Youji Someya[1], Kazuhito Watanabe[1], Kenji Tobita[1] (1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [GM1M] 「核融合工学部会」第47回全体会議

[GM1M] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engneering Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [PL1M] Current study and future progress for tritium production method using high temperature gas cooled reactor

Chair: Satoshi Fukada (Kyushu Univ.)

[PL1M01] Outline of Study on Tritium Production using High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*Hideaki Matsuura[1] (1.Kyushu Univ.)

[PL1M02] Study on Tritium Production and Confinement in High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*Kazunari Katayama[1] (1.Kyushu Univ.)

[PL1M03] Nuclear and Thermal Design of the High-Temperature Gas-Cooled Reactor for Tritium Production and Power Generation

*Minoru Goto[1] (1.JAEA)

[PL1M04] Irradiation Facility of High Temperature engineering Test Reactor

*Yosuke Shimazaki[1] (1.JAEA)

[PL1M05] Discussion

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [1M08-11] Fusion reactor materials (ferritic steels and neutron multiplier materials)

Chair: Akira Hasegawa (Tohoku Univ.)

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

### [1M08] Effcts of Degassing Process for Microstructure of Near Interface on HIPed F82H Steel Joints

*Takeshi Kanda[1], Naofumi Nakazato[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Yuuki Asakura[2], Tamaki Shibayama[3], Hiroyasu Tanigawa[4] (1.Muroran Institute of Technology, 2.OASIS, 3.Hokkaido University, 4.QST)

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

### [1M09] Effect of grain boundaries on microstructural evolution in ferritic/martensitic steels under irradiation

*Chisei Morimoto[1], Naoyuki Hashimoto[1], Dai Hamaguchi[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Yoshiyuki Watanabe[2] (1.Hokkaido Univ., 2.QST)

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

### [1M10] Measurement of dose dependence of irradiation hardening in ion-irradiated ferritic/martensitic steel by means of multi-layer nano-indentation

*Atsuki Sawa[1], Naoyuki Hashimoto[1], Somei Ohnuki[1], Shigehito Isobe[1] (1.Hokkaido Univ. Engineering)

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

### [1M11] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(21)Fabrication of Surface-modified beryllides pebble and its characterizations

Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], *Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1] (1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, QST)

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

3:50 PM - 5:15 PM JST | 6:50 AM - 8:15 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [1M12-16] Fusion reactor materials (SiC and tungsten materials)

Chair: Kazunari Katayama (Kyushu Univ.)

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

### [1M12] Mechanical Properties of NITE-SiC/SiC Composites Due to Time of High Temperature Exposure

*Wataru Obayashi[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Hirotatsu Kishimoto[1], Akira Kohyama[2] (1.Muroran Institute of Technology, 2.Muroran Institute of Technology Organization of Advanced Sustainability Initiative for Energy System/Materials)

---

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

### [1M13] Tensile property change of pure tungsten and its alloys due to thermal history

*Akira Hasegawa[1], Yuma Kajishima[1], Makoto Fukuda[1], Kohei Tsuchida[1], Shuhei Nogami[1] (1.Tohoku Univ.)

---

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

### [1M14] Effects of strain rate and recrystallization on mechanical properties of tungsten

*Kazutoshi Tokunaga[1], Hiroaki Osaki[2], Hiroaki Kurishita[3], Satoru Matsuo[1], Masanori Yamazaki[3], Kuniaki Araki[1], Makoto Hasegawa[1], Kazuo Nakamura[1] (1.Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu University, 2.Interdisciplinary Graduate Achool of Engineering Sciences, Kyushu University, 3.Institute for Materials Research, Tohoku University)

---

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

### [1M15] Effect of damage distribution on hydrogen isotope retention behavior for heavy-ion-irradiated tungsten

*Hiroe Fujita[1], Yuki Uemura[1], Shodai Sakurada[1], Keisuke Azuma[1], Qilai Zhou[1], Takeshi Toyama[2], Naoaki Yoshida[3], Yuji Hatano[4], Takumi Chikada[1], Yasuhisa Oya[1] (1.Graduate School of Shizuoka Univ., 2.IMR, Tohoku Univ., 3.RIAM, Kyushu Univ., 4.HIRC, Univ. of Toyama)

---

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

### [1M16] Thermal Property and Microstructural Investigation of W/SiC Joints

*Yuki Asakura[1], Hirotatsu KISHIMOTO[1], Naofumi Nakazato[1], Jonn-Soo Park[1], Akira Kohyama[1] (1.Muroran Institute of Technology)

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

10:00 AM - 11:20 AM JST | 1:00 AM - 2:20 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [1N01-05] Neutron capture reaction

Chair: Toshiyuki Shizuma (QST)

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

### [1N01] Research on neutron capture cross-sections of Cs isotopes in ImPACT project

(1)R & D plan

*Shoji NAKAMURA[1], Atsushi KIMURA[1], Brian Yamada Hales[1], Osamu IAWAMOTO[1], Yasuhiro TSUBATA[1], Tatsuro MATSUMURA[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

### [1N02] Research on neutron capture cross-sections of Cs isotopes in ImPACT project

(2)Measurement of the neutron capture cross-section of $^{133}$Cs

*Brian Yamada Hales[1], Shoji Nakamura[1], Atsushi Kimura[1], Osamu Iwamoto[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

### [1N03] Measurement of Neutron Capture Cross Section of Am-241 using ANNRI-NaI(Tl) Spectrometer at J-PARC

*Tatsuya Katabuchi[1], Masayuki Igashira[1], Kazushi Terada[2], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2], Taro Nakao[2], Osamu Iwamoto[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Hideo Harada[2], Jun-ichi Hori[3] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Kyoto University)

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

### [1N04] Measurement of Neutron Capture Cross Sections of Eu-151,153 using BGO Detectors

*JEAHONG LEE[1], Jun-ichi HORI[2], Tadafumi Sano[2], Ken Nakajima[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 2.Kyoto University Research Reactor Institute)

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

### [1N05] Basic Research on the Element Transmutation of All Fission Products Using Nuclear Reactors

(4)Verification of Nuclear Data on Neutron Capture Cross Section of Stable Isotopes of Ruthenium by Neutron Activation Analysis and Burnup Calculation

*Atsunori Terashima[1], Mikael Nilsson[2], Masaki Ozawa[1], Satoshi Chiba[1] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.University of California, Irvine)

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

11:20 AM - 12:00 PM JST | 2:20 AM - 3:00 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [1N06-07] Photonuclear reaction

Chair: Tatsuya Katabuchi (Tokyo Tech)

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

### [1N06] E1 and M1 strengths of Cr-52 in nuclear photon scattering

*Toshiyuki Shizuma[1], Takehito Hayakawa[1], Hideaki Ohgaki[2], Izuru Daito[2], Shuji Miyamoto[3], Futoshi Minato[4] (1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2.Kyoto University, 3.University of Hyogo, 4.Japan Atomic Energy Agency)

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

### [1N07] Measurement of neutron spectra due to photonuclear reaction using 17 MeV linearly polarized photons

*Yoichi Kirihara[1], Toshiro Itoga[2], Toshiya Sanami[1,3,4], Hiroshi Nakashima[5,4], Yoshihito Namito[1,3], Shyuji Miyamoto[6], Akinori Takemoto[6], Masashi Yamaguchi[6], Yoshihiro Asano[4,6] (1.KEK, 2.JASRI, 3.SOKENDAI, 4.RIKEN, 5.JAEA, 6.LASTI)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [GM1N] 「核データ部会」第34回全体会議

[GM1N] General Meeting

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

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [1N08-10] Fission reaction

Chair: Osamu Iwamoto (JAEA)

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

[1N08] Measurement of high energy gamma-ray spectrum accompanied by neutron induced fission of $^{235}$U (2)

*Hiroyuki Makii[1], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Riccardo Orlandi[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Torsten Soldner [2], Franz-Josef Hambsch[3], Robert Frost[4], Igor Tsekhanovich[5], Costel Petrache[6] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Institut Laue-Langevin, 3.Institute for Reference Materials and Measurements, 4.University of Manchester, 5.CENBG Bordeaux, 6.CSNSM Orsay)

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

[1N09] Fission fragment mass distributions of Np, Pu and Am isotopes utilizing multi-nucleon transfer reactions

*Mark James Vermeulen[1], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1], Kazuaki Tsukada[1], Satoshi Chiba[2], Andrei Andreyev[3] (1.JAEA, 2.TIT, 3.Univ. York)

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

[1N10] The charge polarization and its impact on prompt fission neutron spectra of actinides

*Chikako Ishizuka[1], Hiroki Jojima[1], Mark D. A. Usang[1], Satoshi Chiba[1], Nicolae Carjan[2] (1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative research, Tokyo Tech, 2.IFIN-HH)

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

3:35 PM - 4:55 PM JST | 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [1N11-15] Nuclear theory, calculation code, nuclear data validation

Chair: Chikako Ishizuka (Tokyo Tech)

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

[1N11] Calculation of nuclear level density using the microscopic statistical model with Hartree-Fock-Bogoliubov theory

*Naoya Furutachi[1], Futoshi Minato[1], Osamu Iwamoto[1] (1.JAEA)

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

[1N12] Estimation of systematic uncertainty in calculated results by PHITS with nuclear reaction cross section model

*Shintaro Hashimoto[1], Osamu Iwamoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Koji Niita[2] (1.JAEA, 2.RIST)

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

[1N13] Extension of nuclear evaluation code AMUR based on the resonance theory

*Satoshi Kunieda[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

[1N14] Some problems on KERMA factors and DPA cross section data calculated with NJOY code (2)

*Chikara Konno[1], Kenichi Tada[1], Saerom Kwon[2], Masayuki Ohta[2], Satoshi Sato[2], Kenya Suyama[1] (1.JAEA, 2.QST)

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

[1N15] New Integral Experiment on Vanadium Using DT Neutrons at JAEA/FNS

*Satoshi Sato[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Chikara Konno[2] (1.QST, 2.JAEA)

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

4:55 PM - 5:45 PM JST | 7:55 AM - 8:45 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [1N16-18] Charged particle induced reaction

Chair: Satoshi Kunieda (JAEA)

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

[1N16] Theoretical model analysis of 102-MeV deuteron-induced reactions using DEURACS

*Hiroki Sadamatsu[1], Shinsuke Nakayama[2], Yukinobu Watanabe[1], Shouhei Araki[1], Osamu Iwamoto[2], Kazuyuki Ogata[3] (1.Kyushu University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Osaka University)

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

[1N17] Production cross sections of $^{169}$Yb in the deuteron induced reaction on $^{169}$Tm

*Moemi Saito[1], Masayuki Aikawa[2], Hiromitsu Haba[3], Yukiko Komori[3], Sandor Takacs[4] (1.Graduate School of Science, Hokkaido Univ., 2.Faculty of Science, Hokkaido Univ., 3.Nishina Center for Accelerator-Based Science, RIKEN, 4.MTA ATOMKI, Hungarian Academy of Sciences)

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

[1N18] Measure of proton,deuteron and triton production double-differential cross-sections on carbon bombarded with 230 MeV/nucleon carbon ions

*tomoki yui[1], tsuyoshi kajimoto[1], kenichi tanaka[1], satoru endo[1], nobuhiro shigyou[2] (1.Graduate School of Engineering,Hiroshima Univ , 2.Graduate School of Engineering,Kyushu Univ)

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

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [1O01-03] Applications of Compact Neutron Source

Chair: Keisuke Maehata (Kyushu Univ.)

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

[1O01] Development of neutron small angle scattering instrument for compact neutron source of Kyoto University

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

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

[1O02] Beam transport optics for compact neutron sources

*Masahiro Hino[1], Tstsuro Oda[1], Yuji Kawabata[1], Takuya Hosobata[2], Yutaka Yamagata[2], Norifumi L Yamada[3], Shin Takeda[4], Michihiro Furusaka[4], Shinya Morita[5] (1.KURRI, 2.RIKEN, 3.KEK, 4.Hokkaido Univ., 5.TDU)

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

[1O03] Modified Design of Mobile 3.95 MeV X-band Linac Neutron Source

*Jean-Michel Antoine Bereder[1], Yuki Mitsuya[1], Mitsuru Uesaka[1], Yoshichika Seki[2] (1.NEM, The University of Tokyo, 2.JAEA J-PARC Center)

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

3:35 PM - 5:10 PM JST | 6:35 AM - 8:10 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [1O04-09] High energy radiation sheilding

Chair: Fumiyoshi Nobuhara (TNS)

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

### [1O04] Response Measurement of Neutron Dose Equivalent Monitors from 96- to 387-MeV Quasi-Monoenergetic Neutron Fields

*Yoshihiro Nakane[1], Yosuke Iwamoto[1], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Iwase[2], Tomoya Nunomiya[3], Tatsuhiko Sato[1], Tetsuro Matsumoto[4], Akihiko Masuda[4], Hiroshi Yashima[5], Takashi Nakamura[6] (1.JAEA, 2.KEK, 3.Fuji Electric Co., Ltd., 4.AIST, 5.Kyoto Univ., 6.Tohoku Univ.)

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

### [1O05] Thick target neutron yields of 100- and 230-MeV/nucleon helium ions

*Pi-En Tsai[1,2], Lawrence Heilbronn[2], Bo-Lun Lai[3], Yoshiyuki Iwata[4], Takeshi Murakami[4], Tatsuhiko Ogawa[1], Rong-Jiun Sheu[3] (1.JAEA, 2.UTK, 3.NTHU, 4.NIRS)

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

### [1O06] Comprehensive Benchmark calculations of the latest version of the PHITS code

*Yosuke Iwamoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shinichiro Abe[1], Takeshi Kai[1], Norihiro Matsuda[1], Ryuji Hosoyamada[2], Koji Niita[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Research Organization for Information Science and Technology)

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

### [1O07] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(1)Overview of the Experiment and Activation Measurement

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Tsuyoshi Kajimoto[3], Eunji Lee[4], Nobuhiro Shigyo[4], Hiroshi Yashima[5], Masayuki Hagiwara[2], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6] (1.Shimizu Corporation, 2.KEK, 3.Hiroshima Univ., 4.Kyushu Univ., 5.Research Reactor Institute, Kyoto Univ., 6.CERN)

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

### [1O08] Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

(2)Measurement of neutron energy spectra by organic liquid scintillator

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Eunji Lee[4], Nobuhiro Shigyo[4], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6] (1.Hiroshima University, 2.High Energy Accelerator Research Organization, 3.Shimizu Corporation, 4.Kyushu University, 5.Research Reactor Institute, Kyoto University, 6.CERN)

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

### [1O09] Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

(3)Neutron Energy Spectrum by Unfolding Method with Activation Detectors

*EUNJI LEE[1], Nobuhiro Shigyo[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Tsuyoshi Kajimoto[4], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6] (1.Kyushu University, 2.High Energy Accelerator Research Organization, 3.Shimizu Corporation, 4.Hiroshima University, 5.Research Reactor Institute, Kyoto University, 6.CERN)

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

5:10 PM - 6:45 PM JST | 8:10 AM - 9:45 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [1O10-15] Shielding Material, Shielding Material Standard

Chair: Koji Oishi (JER)

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

### [1O10] Development of Radiation Shielding Flexible Material for Accelerator Building

(VI)Evaluation about Neutron Produced by 50 and 80 MeV Protons

*Takahiro Mine[1], Kousuke Imatomi[1], Nobuhiro Sigyo[1], Nobuo Ikeda[1], Kenji Ishibashi[1], Ken-ichi Kimura[2], Hiroshi Ikemi[2], Sadaaki Takahashi[3], Hayato Hirasawa[3], Yusuke Koba[4] (1.KYUSHU University, 2.Fujita Co., 3.Tyugoku Toryou Co., 4.National Institute of Radiological Sciences)

---

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

### [1O11] Development of Radiation Shielding Flexible Material for Accelerator Building

(VII)Measurement of Neutron Transmission Rate below 100 MeV

*Kosuke Imatomi[1], Takahiro Mine[1], Nobuhiro Shigyo[1], Nobuo Ikeda[1], Kenji Ishibashi[1], Kimura Kenichi[2], Hiroshi Ikemi[2], Sadaaki Takahashi[3], Hayato Hirasawa[3], Kyo Kume[4] (1.Kyushu University, 2.Fujita, 3.Chugoku Marine Paints,Ltd., 4.The Wakasa Wan Energy Research Center)

---

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

### [1O12] Performance Evaluation of Water Injection Type Multi-Function Shield

*Masanori Tokiyoshi[1], Masahiro Taniguchi[1], Kyohei Nishiyama[1], Toshimine Matsuo[1], Koichi Takeo[1] (1.TAISEI CORPORATION)

---

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

### [1O13] Discussion on the Sandardization of Shielding Material

(4)Investigation on basic concept of shielding standard for concrete

*Ken-ichi Kimura[1], Ippei Maruyama[2], Hiroyuki Wada[3], Osamu Kontani[4], Toshinobu Maenaka[5], Koichi Okuno[6], Koji Oishi[7], Masahiro Taniguti[8] (1.Fujita, 2.Nagoya Uiversity, 3.Chubu Electric Power, 4.Kajima, 5.Takenaka, 6.HAZAMA-Ando, 7.Japan Environment Research, 8.TAISEI)

---

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

### [1O14] Discussion on the standardization of shielding material

(5)standaridization of shielding materian and it's contents

*Koichi Okuno[1], Masahiro Taniguchi[3], Kennichi Kimura[2], Ken-ichi Tanaka[10], Koji Oishi[6], Satosh Ishikawa[9], Yoshihiro Hirao[7], Masahiro Yoshida[8], Osamu Kontani[4], Toshinobu Maenaka[5] (1.Hazama-Ando Corporation, 2.Fujita Corporation, 3.TAISEI Corp., 4.KAJIMA Corporation, 5.TAKENAKA Corporation, 6.Japan Environment Research Co. LTD., 7.National Maritime Research Institute, 8.Nuclear Safety Technology Center, 9.ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 10.The Institute of Applied Energy)

---

6:25 PM - 6:40 PM JST | 9:25 AM - 9:40 AM UTC

### [1O15] Discussion on the standardization of shielding material

(6)Sensitivity Analysis for shielding cocrete standard (Progress Report)

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

# Thu. Sep 8, 2016

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

9:50 AM - 12:00 PM JST | 12:50 AM - 3:00 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [2B01-08] Pressure Vessel Steels

Chair: Naoyuki Hashimoto (Hokkaido Univ.)

9:50 AM - 10:05 AM JST | 12:50 AM - 1:05 AM UTC

[2B01] FY2015 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(1)Overview and schedule of METI's project

*Taku Arai[1], Akiyoshi Nomoto[1], Yuichi Miyahara[1] (1.CRIEPI)

---

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

[2B02] FY2015 Improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(2)Thorough-wall distributions of microstructure and hardness of irradiated JRQ Material

*Kenji Nishida[1], Akiyoshi Nomoto[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1.CRIEPI)

---

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

[2B03] FY2015 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(3)Fracture toughness evaluation by miniature C(T) specimens on irradiated RPV steel JRQ

*Masato Yamamoto[1] (1.CRIEPI)

---

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

[2B04] FY2015 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(4)Characterization of microstructural change on neutron irradiated type 304L stainless steel

*Yuichi Miyahara[1], Kenji Nishida[1], Siwei Chen[1] (1.Central Reseach Institute of Electric Power Industry)

---

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

[2B05] Rate Theory Modeling of Formation Process of Radiation Induced Precipitation in RPV steels

*Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1], Kazunori Morishita[2] (1.Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2.Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

---

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

[2B06] Atom Probe Tomography of Japanse Reactor Pressure Vessel Materials from Surveillance Test Programs

Report of Human Resource Development Program supported by METI

*Kenta Murakami[1], Kenji Nishida[2] (1.The University of Tokyo, 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)

---

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

[2B07] Evaluation of brittle crack arrest toughness of reactor pressure vessel steels

*Tohru Tobita[1], Takuyo Ohtsu[1], Hisashi Takamizawa[1], Yutaka Nishiyama[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

[2B08] Atom probe tomography for surveillance specimens in the PWR and BWR pressure vessel steels

*Kazuki Yamamura[1], Kenichi Fukumto[2], Takashi Onitsuka[2] (1.Fukui Univ., 2.Research Institute of Nuclear Engineering, Fukui Univ.)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [GM2B] 「材料部会」第33回全体会議

[GM2B] General Meeting

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [PL2B] Status and perspective of the material irradiation research

Chair: Shigeharu Ukai (Hokkaido Univ.)

[PL2B01] International research program on material irraditation in the reactors

*Mikio Shikama[1] (1.Hachinohe Institute of Technol.)

---

[PL2B02] Material irradiation research using the spallation neutron sources

*Kenji Kikuchi[1] (1.Ibaraki Univ.)

---

[PL2B03] Material irradiation research using the ion accelerators

*Hiroaki Abe[1] (1.Univ. Tokyo)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [2B09-12] Structure materials

Chair: Kenta Murakami (Univ. of Tokyo)

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

[2B09] Tensile fracture behavior at grain boundary in neutron-irradiated stainless steels (2)

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1.Instuitute of Nuclear Safety System)

---

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

[2B10] Grain boundary oxidation of 3 dpa neutron-irradiated stainless steels in high temperature water

*Takuya Fukumura[1], Koji Fukuya[1], Katsuhiko Fujii[1], Terumitsu Miura[1], Yuji Kitsunai[2] (1.INSS, 2.NFD)

---

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

[2B11] Mechanical property of ferritic composite for DEMO

*Yuki Sawa[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1], Terumitsu Imanishi[2] (1.Graduate School of Engineering, Hokkaido University, 2.Technology Research Association for Single Wall Carbon Nanotubes)

---

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

[2B12] A research on material degradation by using Hamaoka unit-1

Tadashi Yamasaki[1], *Hideki Yuya[1] (1.Chubu Electric Power Co., Inc.)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [2B13-16] Fuel property

Chair: Ken Kurosaki (Osaka Univ.)

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

### [2B13] Oxygen vacancy ordering in $CeO_{2-x}$

*Kenji Konashi[1], Kenta Yoshida[1], Tadao Yato[1], Yasuyoshi Nagai[1], Masato Kato[2], Kazuki Mori[3] (1.Tohoku Univ., 2.JAEA, 3.CTC)

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

### [2B14] Oxygen self diffusion coefficients in mixed oxide fuel

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

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

### [2B15] Development of fast measuerement system for melting point of nuclear fuels

Laser surface melting and emissivity measurement with integrating sphere

*Makoto Harada[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Takashi Hirosawa[2], Isamu Sato[3] (1.Kyushu University Faculty of Engineering, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Tokyo Institute of Technology)

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

### [2B16] First-principles calculations of thermal conductivity of nuclear fuels

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

4:55 PM - 6:00 PM JST | 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [2B17-20] Fundamental property

Chair: Isamu Sato (Tokyo Tech)

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

### [2B17] Evaluation of FP Chemistry under Severe Accident Conditions with Focuses on the Effects of BWR Control Material

(6)Oxidation behavior of $B_4C$/SS/Zry mixed melts phases

*Fidelma Giulia Di Lemma[1], Shuhei Miwa[1], Juntaro Takada[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1] (1.JAEA)

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

### [2B18] Thermal and Mechanical Properties for alpha-$MoSi_2$

*Afiqa Mohamad[1], Yuji Ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,2] (1.Osaka University, 2.Research Institute Of Nuclear Engineering, University of Fukui)

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

### [2B19] Development of Passive Debris Cooling System

High Temperature Thermal Properties of Heat Resisting Materials

*Satoru KUBOYA[1], Yutaka Ishiwata[1], Isao Sakaki[1], Tadashi Fujii[2], Takafumi Tsuji[3], Hiromichi Watanabe[4], Megumi Akoshima[4] (1.Toshiba, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, 3.CHUBU Electric Power Co., 4.National Institute of Advanced Industrial Science and Technology)

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

### [2B20] Characterization of $Y_2Ti_2O_7$ as a coating material for fuel claddings

*Yosuke Seto[1], Hiroaki Muta[1], Kan Sakamoto[2], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1.Osaka Univ., 2.Nippon Nuclear Fuel Development , 3.Fukui Univ.)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

9:35 AM - 10:55 AM JST | 12:35 AM - 1:55 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [2C01-05] Decontamination technology 1

Chair: Hirokazu Tanaka (MMC)

9:35 AM - 9:50 AM JST | 12:35 AM - 12:50 AM UTC

### [2C01] Development of the advanced T-OZONTM for PWR decommissioning

(3)Analysis of oxide film on metal in simulated PWR primary water

*Yumi Yaita[1], Koji Negishi[1], Masato Okamura[1], Taro Kanamaru[2], Hiromi Aoi[2] (1.TOSHIBA, Power and Industrial Systems R&D Center , 2.TOSHIBA, Isogo Engieering Center)

9:50 AM - 10:05 AM JST | 12:50 AM - 1:05 AM UTC

### [2C02] Development of the advanced T-OZONTM for PWR decommissioning

(4)Ozone concentration evaluation in PWR primary system

*Yasushi Yamamoto[1], Toshihiro Yoshii[1], Yumi Yaita[1], Koji Negishi[1], Kanamaru Taro[2], Hiromi Aoi[2] (1.Toshiba, Power and Industrial Systems R&D Center, 2.Toshiba, Isogo Engineering Center)

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

### [2C03] The Laser Peeling Box and Its Decontamination Performances

*Eisuke John Minehara[1] (1.The Wakasa Wan Energy Research Center)

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

### [2C04] Decontamination of concrete surface by laser peeling technology

*Ryuichiro Yamagishi[1], Satoshi Tsuzuki[1], Ryoya Ishigami[1], Shin'ichi Toyama[1], Eisuke John Minehara[1] (1.WERC)

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

### [2C05] Decontamination method for inside of small diameter piping waste

*Daisuke Tsuchida[1], Hiroshi Takahashi[2] (1.Japan Atomic Energy Agency , 2.Fuji Furukawa Engineering & Construction Co.,Ltd)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

10:55 AM - 12:00 PM JST | 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [2C06-09] Decontamination technology 2

Chair: Kazuyuki Torii (Shimizu Corporation)

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

[2C06] Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

Demonstration test of Decontamination Equipment for Upper Floors; Demonstration test plan

*hitoshi sakai[1,2], Masahiro Saito[1,2], Hirotoshi Murata[3], Yutaka Arai[1,4], Yohei Ueno[1,4], Hironori Onitsuka[1,5], Masahiro Yano[1,5] (1.IRID, 2.Toshiba , 3.TEPCO, 4.Hitachi-GE, 5.MHI)

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

[2C07] Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

(2)Demonstration test of Decontamination Equipment for Upper Floors; Test result (Blast System)

*Hironori Onitsuka[1,2], Masahiro Yano[1,2], Daiko Sugimoto[1,2], Ikki Tsujimoto[1,2], Noriaki Shimonabe[1,2], Takehito Fukushima[1,3], Yutaka Arai[1,4], Yohei Ueno[1,4], Hirotoshi Murata[5] (1.IRID, 2.MHI, 3.TOSHIBA, 4.HITACHI-GE, 5.TEPCO)

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

[2C08] Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

(3)Demonstration test of Decontamination Equipment for Upper Floors; Test result (High-pressure Water Jet System)

*Yohei Ueno[1,2], Fujio Yoshikubo[1,2], Yutaka Arai[1,2], Masahiro Hiratsuka[1,2], Ryu Odawara[1,2], Hirotoshi Murata[3], Katsuhiko Sato[1,4], Masahiro Yano[1,5], Hironori Onitsuka[1,5] (1.IRID, 2.HITACHI-GE, 3.TEPCO HD, 4.TOSHIBA, 5.MHI)

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

[2C09] Decontamination method for the concrete rubbles in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hiroshi Kimura[1], Itaru Kurosawa[1], Kazuyuki Torii[1], Kohei Urabe[1] (1.Shimz Corporation)

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 2

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [PL2C] Overview of the Revised AESJ Standarad “Soil Covering Procedures and Post-closure Controls of Low Level Radioactive Waste Disposal Facilities : 201X”

Chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)

[PL2C01] The whole outline of the Revised AESJ Standarad，The Revised process and purpose

*Kouichi Yoshihara[1] (1.JANSI)

[PL2C02] The main revise contents based upon the new Regulation

(Chap.4 Plan of safety ensuring by the Stage Management，Chapter 7 Records)

*Kouichi Yoshihara[1] (1.JANSI)

[PL2C03] The main revise contents based upon the new Regulation

(Chap.5 Construction technique of the Cover-Soil，Chap.6 The measure which should be taken for the Safety Control)

*Takashi Sekiguchi[1] (1.TODA Corp.)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [2C10-15] Study for Reactor dismantling including application for Fukushima 1

Chair: Norikazu Kinoshita (Shimizu Corporation)

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

### [2C10] Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

1. Strategy for the Sampling from the Reactor Structure and Demonstraton of the Elemental Technology for the Reactor Dismantling

*Hiroki IWAI[1], Yasuyuki NAKAMURA[1], Hidehiko MATSUO[1], Hiroyuki MIZUI[1], Kazuya SANO[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

### [2C11] Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

2. Development of the Sampling Device for Reactor Structure

*Kimihiko MATSUO[1], Tatsuhiko ISHITOBI[1], Hiroshi OKA[1], Hiroki IWAI[2], Hidehiko Matsuo[2], Yasuyuki NAKAMURA[2], Kazuya SANO[2] (1.MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, 2.Japan Atomic Energy Agency)

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

### [2C12] Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

3. Demonstration of the laser cutting technology in Reactor facility

*Yasuyuki Nakamura[1], Hiroki Iwai[1], Kazuya Sano[1], Kousuke Yamamoto[1], Kenta Aratani[1] (1.JAEA)

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

### [2C13] Development on processing technology with combination of laser and water jet for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Capability of the processing technique

*Toshihiko Takebe[1,3], Toshihide Hanari[1], Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[1], Ippei Ishizuka[2], Shinya Ohmori[2], Koichi Kurosawa[2], Gou Sasaki[3], Masahiro Nakada[3], Hideaki Sakai[3] (1.JAEA, 2.HGNE, 3.SUGINO)

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

### [2C14] Development on processing technology with combination of laser and water jet for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2)Observation of gouging processes using a high speed camera

*Toshihide Hanari[1], Toshihiko Takebe[1,3], Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[1], Ippei Ishizuka[2], Shinya Ohmori[2], Koichi Kurosawa[2], Gou Sasaki[3], Masahiro Nakada[3], Hideaki Sakai[3] (1.JAEA, 2.HGNE, 3.SUGINO)

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

### [2C15] Evaluation of dust emissions associated with the rubble removal of reactor building top of Fukushima Daiichi nuclear power plant

Reduction measures and grasp of dust emission under demolition in the open air under the influence of wind

*yuta shinki[1], hiroshi mochizuki[1], kazuya suenaga[1], kei ogino[1], kenji takagi[2], makoto masuda[2], yuichi tsukahara[3], takao himeno[3] (1.TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY HOLDINGS, 2.KAJIMA CORPORATION, 3.SHIMIZU CORPORATION)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

4:20 PM - 6:10 PM JST | 7:20 AM - 9:10 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [2C16-22] Study for Reactor dismantling including application for Fukushima 2

Chair: Toru Kitagaki (JAEA)

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

[2C16] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(1)Objective and Research Plan

*Jun-ichi Katakura[1], Keisuke Okumura[2], Kangsoo Kim[3], Malcolm John Joyce[4], Barry Lennox[5] (1.Nagaoka University of Technology, 2.JAEA, 3.NMRI, 4.Lancaster Univ., 5.Univ. of Manchester)

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

[2C17] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decomissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2)Construction of Radiation Sources and Three-dimensional Plant Model for Evaluation of Dose Rate Distribution

*Keisuke Okumura[1], Wakaei Sato[1], Hirobumi Maeda[1], Ikuo Wakaida[1], Tadahiro Washiya[1], Jun-ichi Katakura[2] (1.JAEA, 2.Nagaoka University of Technology)

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

[2C18] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3)Verification of the performance of the debris survey by multibeam profiling sonar using imitation debris

*Ken-ichi Sawada[1], Kangsoo Kim[1], Saori Yokota[1], Kato Michio[1], Kazuya Nishimura[1], Naoteru Odano[2], Jun-ichi Katakura[3] (1.NMRI, 2.Senboku City, 3.Nagaoka University of Technology)

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

[2C19] Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor structural steels during severe accident

(1)Estimation of the effect of heating during severe accident on the microstructure and hardness of the reactor core internal component materials

*Yuto Aoki[1], Keita Yoshinaga[1], Kengo Hashimoto[1], Wataru Yoshida[1], Shiro Jitsukawa[1] (1.NIT Fukushima college)

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

[2C20] Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor structural steels during severe accident

(2)Estimation of the heating effects on the strength of containment vessel steels of the damaged Fukushima Daiichi nuclear plants

*Keita Yoshinaga[1], Yuto Aoki[1], Kengo Hashimoto[1], Rikito Konno[1], Shiro Jitsukawa[1] (1.NIT Fukushima college)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[2C21] Influence of Atmosphere on Reaction between $B_4C$, 304 Grade of Stainless Steel and Zircaloy at 1473K

*Shigeru Ueda[1], Xu Gao[1], Ryosuke Sasaki[1], Shin-ya Kitamura[1], Yoshinao Kobayashi[2] (1.IMRAM, Tohoku University, 2.Titech)

5:50 PM - 6:05 PM JST | 8:50 AM - 9:05 AM UTC

[2C22] Dissolution behavior of SUS304 stainless steel into molten Fe-Cr-Ni-B-C alloy

*Yoshinao Kobayashi[1], Yuuya Morita[1], Takehiro Sumita[1], Shigeru Ueda[2], Toshio Nakagiri[3] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.Tohoku University, 3.Japan Atomic Energy Agency)

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

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [2D01-04] Colloid/Solubility

Chair: Daisuke Akiyama (Tohoku Univ.)

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

[2D01] Investigation of sorption reversibility of Am(III) and the other nuclides on bentonite colloids

*Kotaro NAKATA[1], Takamitsu ISHIDERA[2], Seiichi KUROSAWA[3], Masanori HAYASHI[3], Hikari BEPPU[3], Akihiro SUKEGAWA[3] (1.CRIEPI, 2.JAEA, 3.IDC)

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

[2D02] Sorption property of natural colloids in groundwater of Horonobe area with rare earth elements

*Takashi Endo[1], Yuki Amano[1], Kazuaki Nemoto[1], Tsuyoshi Ito[1], Yukio Tachi[1] (1.JAEA)

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

[2D03] SAXS observation of Zirconium(IV) hydrous oxides precipitated

*Shogo Nakajima[1], Taishi Kobayashi[1], Ryuhei Motokawa[2], Takayuki Sasaki[1] (1.Kyoto University Grasuate School of Engineering Department of Nuclear Engineering, 2.Japan Atomic Energy Agency)

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

[2D04] Thermodynamic study on the Zr solubility in the presence of isosaccharinic acid

*Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1], Akira Kitamura[2] (1.Kyoto University, Graduate School of Engineering, 2.Japan Atomic Energy Agency)

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

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [2D05-09] Dissolved nuclide/Organic matter

Chair: Susumu Kurosawa (NUMO)

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

[2D05] Standard potential of the ($HSe^-/Se_4^{2-}$) couple and XAFS-spectra of Se

*Reisuke Doi[1] (1.JAEA)

---

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

[2D06] Pa Solution Chemistry Study for Uranium Waste Management

(1)Purification of Pa-231 and UV-Vis-NIR spectoroscopy

*akira kirishima[1], Masayuki Watanabe[2], Yoshihiro Kitatsuji[2], Yukari Segawa[2], Noboru Aoyagi[2], Akiyama Daisuke[1], Nobuaki Sato[1] (1.IMRAM, Tohoku University, 2.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

[2D07] Characterization and determination of thermodynamic quantities of humic acid dissolved in deep groundwater at Horonobe, Hokkaido, Japan.

*Shingo Kimuro[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Seiya Nagao[2], Takumi Saito[3], Yuki Amano[4], Kazuya Miyakawa[4], Motoki Terashima[4] (1.Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials (IMRAM), Tohoku University, 2.Institute of Nature and Environmental Technology, Kanazawa University, 3.Department of Nuclear Engineering and Management School of Engineering, The University of Tokyo, 4.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

[2D08] Complexation of trace Eu with humic acid isolated from deep groundwater in the Horonobe underground research laboratory site, Japan

*Motoki Terashima[1], Takumi Saito[2], Tomoko ISHII[3], Miki Ito[3], Yosuke Akagi[3], Yukio Tachi[1] (1.JAEA, 2.The Univ. of Tokyo, 3.MMC)

---

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

[2D09] Influence of gamma-irradiation on complex formation of humic substances with metal ions

*Ryohei Goto[1], Takeshi Saito[2], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1.KyotoUniversity Graduate School of Engineering Department of Nuclear Engineering, 2.Kyoto University Research Reactor Institute)

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 3

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [PL2D] Safety case for geological disposal of radioactive waste

Chair: Osamu Tochiyama (NSRS)

[PL2D01] Strategy and approach for safety case development

*Tetsuo Fujiyama[1] (1.NUMO)

---

[PL2D02] Site characterization and synthesis into site descriptive models

*Kunio Ota[1] (1.NUMO)

---

[PL2D03] Design and engineering feasibility of geological disposal system

*Satoru Suzuki[1] (1.NUMO)

---

[PL2D04] Long-term safety of geological disposal system

*Kiyoshi Fujisaki[1] (1.NUMO)

---

[PL2D05] Discussion

Chair: Osamu Tochiyama[1] (1.NSRS)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [2D10-14] Bentonite

Chair: Satoru Suzuki (NUMO)

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

[2D10] Study on the production method of the tunnel backfill material

*Kenji Tanai[1], Takuo Mori[2], Masaaki Fukaya[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Obayashi Corporation)

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

[2D11] Investigation of Kunigel V1 samples contacted with iron obtained from long-term in-situ experiments

*Takamitsu Ishidera[1], Hiroshi Sasamoto[1], Hisao Sato[2] (1.JAEA, 2.MMC)

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

[2D12] A Study of Water Content Measurement by Ultrasound in Compacted Bentonite under Unsaturated Condition

*Shun Kimura[1], Kazumi Kitayama[1], Kazushi Kimoto[2], Katsuyuki Kawamura[2], Kikura Hiroshige[1] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.Okayama University)

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

[2D13] Pore distribution of water-saturated compacted clay using NMR relaxometry

*Akio Yamazaki[1], Takahiro Ohkubo[1], Yasuhiko Iwadate[1], Yukio Tachi[2] (1.Chiba Univ., 2.JAEA)

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

[2D14] Swelling Properties of Montmorillonite Clay Minerals from Molecular Dynamics Method

*Kenji Yotsuji[1], Yukio Tachi[1], Katsuyuki Kawamura[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Okayama Univ.)

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

4:05 PM - 5:25 PM JST | 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [2D15-19] Migration in bentonite

Chair: Haruo Sato (Okayama Univ.)

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

[2D15] A validation study on two-phase flow parameter identification of bentonite in TRU waste disposal system

*Ayumi Saeki[1], Yasuhiro Tawara[1], Kazumasa Koga[2], Hitoshi Owada[2], Shin Sato[3] (1.Geosphere Environmental Technology Corp., 2.Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3.Obayashi Corporation)

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

[2D16] Deposition behavior of supersaturated silicic acid on Na-type bentonite

*TSUYOSHI SASAGAWA[1], TAIJI CHIDA[1], YUICHI NIIBORI[1] (1.Department of Engineering, Tohoku University)

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

[2D17] 15 years Migration Behavior of Plutonium in Compacted Bentonite Touched with Iron

*Noriya Ohkubo[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Daisuke Akiyama[2], Kenji Konashi[2] (1.Kyushu University Faculty of Enginieering , 2.Tohoku University)

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

[2D18] Diffusion of Iodide Ions in Engineered and Natural Barrier Materials

*Ryoichi Hojo[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2], Yosuke Akagi[3], Masaki Takeda[4] (1.Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2.Faculty of Engineering Hokkaido University, 3.Mitsubishi Materials Corporation, 4.Japan Atomic Energy Agency)

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

[2D19] Structure of Hydrated Cs on montmorillonite

*Takuya Okamoto[1], Takahiro Ohkubo[1], Yasuhiko Iwadate[1], Kenzo Deguchi[2], Tadashi Shimizu[2], Shinobu Ohki[2], Yukio Tachi[3] (1.Chiba Univ., 2.NIMS, 3.JAEA)

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

5:25 PM - 6:30 PM JST | 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [2D20-23] Evaluation of repository

Chair: Kiyoshi Fujisaki (NUMO)

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

[2D20] Evaluation method of barrier function of calcium silicate hydrate under saturated condition of groundwater

*Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1], Akira Kirishima[1] (1.Tohoku Univ.)

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

[2D21] Study on the probabilistic consequence assessment method for natural events affecting on geological disposal system of radioactive waste

*Kawamura Hideki[1] (1.mcm japan)

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

[2D22] Safety measures of HLW geological disposal facility during an operation period against natural disaster

Evaluation for impact of fire hazard for engineered barrier

*hiromitsu yamakawa[1], Akinori Hasui[1], Masahiro Kawakubo[1], Hidekazu Asano[1], Dirk Riechelmann[2], Daisuke Takakura[2], Yumiko Iwata[2], Susumu Kawakami[2] (1.RWMC, 2.IHI)

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

[2D23] Design Study for Impermeable Function of Trench Disposal Facility for Very Low Level Waste Generated from Research, Industrial and Medical Facilities

*Akihiro Sakai[1], Ryohei Kurosawa[2], Hisakazu Nakata[1], Hiroya Amazawa[1], Makoto Sato[3], Yoichi Kitamura[3] (1.JAEA, 2.V.I.C., 3.JEPro)

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

9:30 AM - 10:30 AM JST | 12:30 AM - 1:30 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [2E01-04] Countermeasures against Severe Accident 1

Chair: Yuichi Shimada (JANSI)

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

[2E01] AP1000® safety assessment for beyond design basis events

(1)Assessment based on ENSREG stress test

*Yuta Sano[1], Thomas A. Kindred[2] (1.Westinghouse Electric Japan Ltd., 2.Westinghouse Electric Company)

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

[2E02] AP1000® safety assessment for beyond design basis events

(2)Assessment for the safety enhancement

*Yukitaka Yamazaki[1], Thomas A. Kindred[2] (1.Westinghouse Electric Japan Ltd., 2.Westinghouse Electric Company)

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

[2E03] Development of Accident Tolerant Control Rod for Light Water Reactor

Reactivity Analysis of Innovative Neutron-Absorbing Materials

*Hirokazu Ohta[1], Takanari Ogata[1], Kinya Nakamura[1] (1.CRIEPI)

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

[2E04] Development of Dry-well Cooler for a Severe Accident

(3)Thermal-Hydraulics Analysis of Dry-well Cooler

*Naoyuki Ishida[1], Yasunori Nagata[1], Yukiko Kushima[1], Kouji Andou[1] (1.Hitachi GE)

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

10:30 AM - 11:15 AM JST | 1:30 AM - 2:15 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [2E05-07] Countermeasures against Severe Accident 2

Chair: Kenichi Katono (Hitachi)

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

[2E05] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

(6)水素処理速度に対する反応材粒径の影響

*Akira Yamada[1], Ryoma Fujihara[1], Ryoji Katsuki[1], Chikako Iwaki[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1], Masashi Tanabe[1] (1.Toshiba corporation)

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

[2E06] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

(7)反応材粒子径が反応器水素処理特性に与える影響

*Chikako Iwaki[1], Ryoma Fujihara[1], Ryoji Katsuki[1], Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1], Masashi Tanabe[1] (1.Toshiba)

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

[2E07] Sophistication of the filtered containment venting system operation

(7)Relationship of a liquid property and an iodine decontamination performance

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

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

11:15 AM - 12:00 PM JST | 2:15 AM - 3:00 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [2E08-10] Safety Evaluation on LWR 1

Chair: Tatsuya Itoi (Univ. of Tokyo)

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

[2E08] Assessment of Defence in depth Level 4 for Ohma Nuclear Power Plant, based on SRS-46

(1)Measures to Reinforce Safety

*Kozo Miyao[1], Tetsurou Kobayashi[1], Satoshi Ishiguro[1] (1.J-POWER)

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

[2E09] Assessment of Defence in depth Level 4 for Ohma Nuclear Power Plant, based on SRS-46

(2)Assessment Method

*Masanori Ohtani[1], Motoaki Sakashita[1], Kenji Tominaga[1], Akira Yasuo[1] (1.Japan Nuclear Safety Institute)

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

[2E10] Assessment of Defence in depth Level 4 for Ohma Nuclear Power Plant, based on SRS-46

(3)Assessment Result

*Motoaki Sakashita[1], Masanori Ohtani[1], Toshihiro Kando[1], Tetsurou Kobayashi[2], Satoshi Ishiguro[2] (1.Japan Nuclear Safety Institute, 2.J-POWER)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [GM2E]「原子力安全部会」第16回全体会議

[GM2E] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Safety Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [PL2E] Issues related to Application of Safety Goals

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

[PL2E01] Development and Application of Nuclear Safety Goals in Japan

*Shietsu Sugawara[1] (1.CRIEPI)

---

[PL2E02] Approach to Safety Goals for Engineering Systems

*Takeshi Matsuoka[1] (1.Utsunomiya Univ.)

---

[PL2E03] Discussion

Chair: Kiyoharu Abe[1] (1.Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [2E11-14] Safety Evaluation on LWR 2

Chair: Hitoshi Muta (Tokyo City Univ.)

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

[2E11] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.
(1)Volcanic effect asessment for the Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*MATSUDA KOSUKE[1], Shuhei Matsunaka[2], Takashi Ando[1], Manabu Watanabe[1], Tsutomu Itoh[1], Yoshihiro Ooyama[1] (1.Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 2.Tepco Systems Corporation)

---

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

[2E12] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.
(2)Tornado effect assessment for the Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*takashi ando[1], Shuhei Matsunaka[2], manabu watanabe[1], Tsutomu Itoh[1], Yoshihiro Ooyama[1] (1.Tokyo Electric Power Company Holings,Inc., 2.Tepco Systems Corporation)

---

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

[2E13] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.
(3)the combination of external hazards

*Manabu Watanabe[1], Shuhei Matsunaka[2], Kousuke Matsuda[1], Takashi Ando[1], Tsutomu Itoh[1], Yoshihiro Ooyama[1] (1.TEPCO Holdings, Inc., 2.Tepco Sysmstems Corporation)

---

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

[2E14] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.
(4)Internal Flood analysis for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*Naoki TAKAHASHI[1], Yoshihiro OYAMA[1] (1.Nuclear Reactor Safety Engineering Group, Nuclear Asset Management Department, TEPCO)

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

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [2E15-18] LWR performance duirng an accident 2

Chair: Mamoru Konomura (Univ. of Fukui)

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

[2E15] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel
(1)Total Plan

*Akitoshi Hotta[1], Miyuki Akiba[1], Akinobu Morita[1] (1.Regulatory Standard and Research DepartmentSecretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R))

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

[2E16] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel
(2)Experiment on underwater liquid melt spreading

*Miyuki Akiba[1], Akinobu Morita[1], Akitoshi Hotta[1] (1.Regulatory Standard and Research DepartmentSecretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R))

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

[2E17] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel
(3)Improvement of melt spread model in the JASMINE code

Ryuhei Kawabe[1], Toshinori Matsumoto[1], Tomoyuki Sugiyama[1], *Yu Maruyama[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

[2E18] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel
(4)Improvement of Jet Breakup Model in the JASMINE code

*Toshinori Matsumoto[1], Ryuhei Kawabe[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1.JAEA)

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

4:55 PM - 6:30 PM JST | 7:55 AM - 9:30 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [2E19-24] Improvement of Safety on Spent Fuel Pool

Chair: Kenichi Kanda (CRIEPI)

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

[2E19] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(7)Investigation for a modeling of cladding air oxidation

*Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1], Chihiro Ogawa[1], Kazuo Nakashima[2], Masayuki Tojo[2] (1.JAEA, 2.GNF-J)

---

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

[2E20] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(8)Preliminary Experiment for Evaluation of CCFL Behavior at Upper Tie Plate

*Taku Nagatake[1], Wei Liu[1], Shinichiro Uesawa[1], Yasuo Koizumi[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

[2E21] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(9)Temperature evaluations of BWR fuels by steady-state heat transfer analyses using 3 dimensional analysis method

*Daisuke Goto[1], Masayuki Tojo[1], Kensuke Kobayashi[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1.GNF-J, 2.JAEA)

---

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

[2E22] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(10)Effects on criticality due to the differences of water level between in and out of channel box of BWR fuel

*Kensuke Kobayashi[1], Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1.GNF-J, 2.JAEA)

---

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

[2E23] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(11)Evaluation of Cooling Characteristics of SFP Spray and Alternative Water Injection with MAAP Code

*Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Shota Soga[1], Yoshihisa Nishi[1], Yoshiyuki Kaji[2], Yoshiyuki Nemoto[2] (1.CRIEPI, 2.JAEA)

---

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

[2E24] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(12)Loss of Coolant Accident Analysis by improved SAMPSON Code

*Yoshihiro Morita[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Yoshiyuki Kaji[2], Yoshiyuki Nemoto[2] (1.The Institute of Applied Energy, 2.Japan Atomic Energy Agency)

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

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [2F01-05] Vitrification 4

Chair: Kenji Noshita (HGNE)

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

### [2F01] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

Evaluation of Solubility and Diffusion Behavior of Simulated High-level Liquid Waste Components into Borosilicate Glass

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

---

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

### [2F02] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(13)Spectroscopic and first-principles calculation analyses of chemical forms of platinum group metals and Molybdenum in nitric acid solution

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

---

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

### [2F03] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(14)Spectroscopic analysis of adsorption properties of platinum group metals and molybdenum to ferrocyanide nanoparticles

*YUKI Sawada[1], Toshikazu Sato[1], Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Takanori Nagasaki[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2], Jun Onoe[1] (1.Nagoya University, 2.Tokyo Institute of Technology)

---

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

### [2F04] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(15)First-principles calculation analysis of adsorption mechanisms of platinum group metals and molybdenum to ferrocyanide nanoparticles

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

---

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

### [2F05] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(16)Sorption Experiments in the Solution Prepared from Irradiated Fuel

*Takashi Onishi[1], Ken Sekioka[2], Mitsuo Suto[2], Kosuke Tanaka[1], Shin-ichi Koyama[1], Hideharu Takahashi[3], Yusuke Inaba[3], Miki Harigai[3], Kenji Takeshita[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection Development Company, 3.Tokyo Institute of Technology)

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

10:50 AM - 12:10 PM JST | 1:50 AM - 3:10 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [2F06-10] Volume reduction and Solidification

Chair: Kuniyoshi Hoshino (HGNE)

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

[2F06] Volume Reduction of Incombustible Waste using Subcritical Water and Analysis of the Poducts

*Shoichi Tsutsumida[1], Wataru Sugiyama[2], Masanobu Nogami[1] (1.Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University, 2.Atomic Energy Research Institute, Kindai University)

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

[2F07] Effect of retardants addition of the low-level radioactive liquid waste solidification using Mg cement

*Taiki Yamanaka[1], Tsuyoshi Arai[2], Huminori Sato[3], Junji Kojima[3] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency)

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

[2F08] Geopolymer Solidification of Soluble Fly Ash

(1)Characterization Study of Geopolymer

*Yasuhiro Suzuki[1], Takahiro Kikuchi[1], Yasutomi Morimoto[1], Masaki Takaoka[2], Yasuyuki Ishida[3], Takao Ichimura[3], Tsutomu Suzuki[3] (1.JGC, 2.Kyoto Univ., 3.Taiheiyo Cement)

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

[2F09] Study on Solidification Technique for Secondary Waste Produced from Contaminated Water Treatment

(2)Investigation into Mix Proportions of Geopolymer

*Kanae Matsuyama[1], Hirofumi Okabe[1], Masaaki Kaneko[1] (1.Toshiba Corporation)

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

[2F10] Encapsulation study of secondary waste stream generated from treatment of contaminated water using the Geopolymer.

(1)Encapsulation study of imitation sludge

*Kimihiro Onozaki[1], Junya Sato[2,3], Shinji Suzuki[2,3], Jun Kato[2,3], Tetsuro Sakakibara[2,3], Osamu Nakazawa[2,3], Yoshihiro Meguro[2,3], Hisashi Mikami[1], Milena Prazska[4], Marcela Blazsekova[4] (1.Fuji Electric, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 4.Amec Foster Wheeler)

General Meeting

12:10 PM - 1:00 PM JST | 3:10 AM - 4:00 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [GM2F] 「学生連絡会」第29回全体会議

[GM2F] General Meeting

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 4

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [PL2F] Activity Report of the Investigation Committee on Development of Activity and Risk Evaluation Method for Faults by Engineering Approach

Chair: Koji OKAMOTO (Univ. of Tokyo)

[PL2F01] Earthquake geology of the April 14 and 16, 2016 Kumamoto Earthquakes

*Koji Okumura[1] (1.Hiroshima Univ.)

---

[PL2F02] Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach

1)Main concept of nuclear safety evaluation and measures for fault displacements

*Tadashi Narabayashi[1] (1.Hokkaido Univ.)

---

[PL2F03] Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach

2)Hazard analysis for fault displacements

*Kazuo Tani[1] (1.Tokyo Univ. of Marine Sci. and Tech.)

---

[PL2F04] Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach

3)Risk evaluation method to the nuclear facilities by fault displacements

*Koji Okamoto[1] (1.Univ. of Tokyo)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [2F11-14] Liquid waste treatment 1

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

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

[2F11] Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System

(1)Overview of the System

*Ken Yamaguchi[1], Kei Kobayashi[1], Keiji Ishikawa[1], Takashi Nishi[2], Takashi Asano[2], Kenji Noshita[2], Shunsuke Miyake[2], Takako Sumiya[2], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3] (1.TEPCO, 2.HGNE, 3.HITACHI)

---

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

[2F12] Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System

(2)Removal Process of Radioactive Strontium

*KENJI NOSHITA[1], Ken Yamaguchi[2], Kei Kobayashi[2], Keiji Ishikawa[2], Takashi Nishi[1], Takashi Asano[1], Shunsuke Miyake[1], Takako Sumiya[1], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3] (1.HGNE, 2.TEPCO, 3.HITACHI)

---

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

[2F13] Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System

(3)pH Optimization Technique by pH-Buffering Tower

*Takako Sumiya[1], Ken Yamaguchi[2], Kei Kobayashi[2], Keiji Ishikawa[2], Takashi Nishi[1], Takashi Asano[1], Kenji Noshita[1], Shunsuke Miyake[1], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3] (1.HGNE, 2.TEPCO, 3.HITACHI)

---

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

[2F14] Development of Performance Evaluation Method for Setting Up Water Treatment Facility for Subdrain etc.

*Toshimasa Ohashi[1], Ken Yamaguchi[2], Kei Kobayashi[2], Yuichi Kurosaki[2], Keiji Ishikawa[2], Mitsuyuki Yamazaki[2], Yuko Kani[1], Yasuo Yoshii[1], Fumio Takahashi[1], Takashi Asano[3] (1.HITACHI, 2.TEPCO, 3.HGNE)

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

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [2F15-18] Liquid waste treatment 2

Chair: Yoshikazu Koma (JAEA)

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

### [2F15] Study of adsorption behavior of new adsorbent of heavy water to tritium condensation

*Masayuki HARADA[1], Takahiro MORI[1], Yuta FUKATSU[1], Koichiro TAKAO[1], Takehiko TSUKAHARA[1] (1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

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

### [2F16] Adsorption properties of natural zeolite for strontium removal from the contaminated groundwate

*Takatoshi Hijikata[1], Tadafumi Koyama[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

### [2F17] Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant

(14)Study of Cs/Sr adsorption process by double linked column experiment.

*Masato Takano[1], Yoshiyuki Ito[1], Tatsuya Suzuki[2], Mayumi Takimoto[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3], Koichi Mori[4], Mamoru Iwasaki[4] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Nagaoka Univ. of Tec., 3.Union Showa K.K., 4.Kurita Water Industries LTD.)

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

### [2F18] Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant

(15)Study of cement based encapsulation in full-scale mixing

*Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Masaaki Yamashita[1], Kenichi Horiguchi[1], Junji Kojima[1], Etsuo Sakai[2], Daiki Atarashi[3] (1.JAEA, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Shimane University)

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

4:55 PM - 6:30 PM JST | 7:55 AM - 9:30 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [2F19-24] Decontamination and Debris treatment

Chair: Takatoshi Hizikata (CRIEPI)

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

### [2F19] Melt Refining Technology for Metal Scraps Contaminated with Radioactive Cesium and Strontium

*Nobutake Horiuchi[1], Takeshi Nishikawa[1], Hirokazu Tanaka[1] (1.Mitsubishi Materials)

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

### [2F20] Development of decontamination technology for radioactive spent ion exchange resins using elution and electro-plating method (3)

*Shingo Miyamoto[1], Mamoru Iwasaki[1], Hideyuki Komori[1], Motohiro Aizawa[2], Nobuyuki Ota[2], Junji Iwasa[2], Kazushige Ishida[3] (1.Kurita Water Industries Ltd., 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Hitachi, Ltd)

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

### [2F21] Syntheses of novel organic composite adsorbents and its application for decontamination of contaminated water with various types of radionuclides in inland water

*Yu Tachibana[1], Shin Okumura[2], Masanobu Nogami[3], Tatsuya Suzuki[1], Masao Nomura[2], Toshitaka Kaneshiki[2] (1.Nagaoka University of Technology, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Kindai University)

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

### [2F22] Fluorination Behavior of Uranium-Zirconium Mixture By Hydrogen Fluoride

*Takahiro Ono[1], Nobuaki Sato[2], Atsushi Nezu[3], Takafumi Uchiyama[1], Haruaki Matsuura[1] (1.Tokyo City University, 2.Tohoku University, 3.Tokyo Institute of Technology)

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

### [2F23] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(10)Simulated Debris Fluorination Experiments (Part 2)

*Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akira Sasahira[1], Shinji Watanabe[1], Toshiaki Kikuchi[2], Takahiro Chikazawa[2], Akira Kirishima[3], Nobuaki Sato[3] (1.Hitachi-GE Nuclear Energy, 2.Mitsubishi Materials, 3.Tohoku Univ.)

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

### [2F24] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(11)Thermodynamical Study for Fluorination of Simulated Debris by Fluorine

*Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Tetsuo Fukasawa[2] (1.Tohoku Univ., 2.Hitachi-GE)

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

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [2G01-04] Instrumentation System

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)

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

### [2G01] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

(14)Feasibility Study of the Nuclear Instrumentation System for RBWR

*Koichi Okada[1], Tetsushi Hino[1], Junichi Miwa[1], Atsushi Fushimi[1], Takahiro Tadokoro[1] (1.Hitachi, Research & Development Group)

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

### [2G02] Reactor Noise Analyses of Ringhals-1 Using Singular Value Decomposition Method

*Hideyuki Shobukawa[1], Go Chiba[2], Tadashi Narabayashi[2] (1.Division of Energy and Environmental System, Graduate School/Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2.Division of Energy and Environmental System, Graduate School/Faculty of Engineering, Hokkaido University)

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

### [2G03] Development of Drift Suppression Method of Pressure Transmitter using Palladium

*Ryo Kuwana[1], Daisuke Shinma[1], Atsushi Fushimi[1], Isao Hara[1], Hiroyuki Sugimoto[2], Takayuki Ichikawa[3] (1.Hitachi, Ltd., 2.Hitachi High-Tech Solutions Corp., 3.Hiroshima Univ.)

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

### [2G04] Development of ultrasonic flowmeter for high-temperature sodium

Applicability evaluation of signal processing method

*Hirabayashi Masaru[1], Suzuki Masashi[1], Imamura Hiroaki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

10:35 AM - 11:10 AM JST | 1:35 AM - 2:10 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [2G05-06] Fiber sensor, Ultrasonic sensor

Chair: Yukiharu Ooga (HGNE)

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

### [2G05] Evaluation of concrete strength by using laser induced ultrasonic waves

*Tomonori Yamada[1], Hiroshi Suzuki[1], Hanari Toshihide[1], Takuya Shibata[1], Akihiko Nishimura[1], Shinichi Koyama[1], Hiroyuki Daido[1], Yoshinori Shimada[2], Oleg Kotyaev[2], Shinri Kurahashi[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Institute for Laser Technology)

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

### [2G06] Thermal induced deformation measurement of the sodium circulation loop by a Heat resistant FBG sensor

*NISHIMURA AKIHIKO[1], YUSUKE TAKENAKA[2], KAZUHIRO TORIMOTO[1], MASASHI UEDA[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.A-Tech)

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

11:10 AM - 12:00 PM JST | 2:10 AM - 3:00 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [2G07-09] resilience and emergency response

Chair: Hiroshi Ujita (Inst. for Environmental and Safety Studies)

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

[2G07] Background Factors for Emergence of Resilience

*KYOKO OBA[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3.Research Institute for Technology Management Strategy)

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

[2G08] Study on a Technique to Generate Plausible Operation Procedure in an Emergency Situation of Nuclear Power Plant

Procedure Generation Algorithm Based on a Functional Model

*Akio Gofuku[1], Takahisa Inoue[1] (1.Okayama University)

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

[2G09] Characterization of operation training based on the new objective indices

*Yoshitake SOHMA[1], Makoto TAKAHASHI[1], Kazukiyo UEDA[2] (1.Dept. of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering,Tohoku University, 2.BWR Operator Training Center Corporation)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [GM2G] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第54回全体会議

[GM2G] General Meeting

Planning Lecture | Other Session：JST

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [PL2G] Outline of MEXT competitive funds for nuclear technology International Collaboration on Decommissioning

Chair: Shinichi Higuchi (JST)

[PL2G01] Outline of R&D programs for nuclear technology in competitive funds

*Kenichi Sumimoto[1] (1.JST)

[PL2G02] UK-Japan Nuclear Research and Programme

*Mamiko Ohno[1] (1.British Embassy Tokyo)

[PL2G03] Nuclear Research and Technology Transfer

UK Perspectives

*Simon M. Pimblott [1] (1.Univ. of Manchester)

[PL2G04] The UK’s National Nuclear Laboratory Ltd (NNL)

‘Needs Based’ Research in the UK

*Keith Franklin[1] (1.NNL)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [2G10-13] Evaluation of Source Term and Radiation Dose 1

Chair: Takao Kojima (OPU)

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

[2G10] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
(5)A study of the quantification method of the Source-Term-Event-Tree

*Hiroshi Endo[1], Koichi Nakamura[1], Atsushi Ui[1], Hiromichi Miura[1], Keigo Murata[1], Yoko Yamane[1] (1.CRIEPI)

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

[2G11] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
(6)Study on the PRD method of Cesium release behavior used in the Source-Term-Event-Tree

*Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Yoko Yamane[1], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1] (1.CRIEPI, Nuclear Technology Research Laboratory, Reactor Systems Safety)

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

[2G12] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
(7)A study of cesium release behaviors dependent on plant design conditions after the containment failure

*KEIGO MURATA[1], KOICHI NAKAMURA[1], ATSUSHI UI[1], YOKO YAMANE[1], HIROSHI ENDO[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[2G13] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
(8)A Study on Unceartainty Analysis for Cesium Release considering Uncertainty of Accident Management Measures

*Atsushi Ui[1], Hiromichi Miura[1], Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Yoko Yamane[1], Hiroshi Endo[1] (1.CRIEPI)

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

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [2G14-17] Evaluation of Source Term and Radiation Dose 2

Chair: Hiroshi Endo (CRIEPI)

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

[2G14] Evaluation of FP chemistry for improvement of source term estimation method
(1)Experimental evaluation of B effects on revaporization behavior of Cs and I

*Shuhei Miwa[1], Masanori Shinada[1], Masahiko Osaka[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1.JAEA)

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

[2G15] Evaluation of FP chemistry for improvement of source term estimation method
(2)Analytical study for B effects on revaporization behavior of Cs and I

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

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

[2G16] Fundamental study on emergency response on Co-60 underwater irradiator
(1)Assessment of dose rate in the irradiation building with decrease in the pool water level

*Takao KOJIMA[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Ryoichi Taniguchi[1] (1.Radiat. Res. Ctr., Osaka Pref. Univ.)

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

[2G17] Adsorption characteristics of methyl iodine on AgX in low temperature region

*Toshiki Kobayashi[1], Jifeng Wang[1], Yoshihiro Ishikawa[1], Yuichiro Uzuyama[1], Koji Endo[1] (1.Rasa Industries LTD. Electronic Materials Div.)

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

4:55 PM - 6:15 PM JST | 7:55 AM - 9:15 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [2G18-22] Risk Evaluation on Reprocessing Plant 1

Chair: Hidemasa Yamano (JAEA)

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

### [2G18] Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities

(1)An Example of Risk Assessment Procedures

*Mitsuhiro Takanashi[1], Muneyuki Yokotsuka[1], Kenji Mori[1], Kazuki Yamate[1] (1.Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R))

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

### [2G19] Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities

(2)Concurrent Occurrences of Severe Accidents

*Muneyuki Yokotsuka[1], Mitsuhiro Takanashi[1], Noriaki Sasaki[1], Kazuki Yamate[1] (1.Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R))

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

### [2G20] Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities

(3)Issues in Simplified Hybrid Method

*Kenji MORI[1], Takashi YAMADA[1], Kazuki YAMATE[1] (1.Seretariat of NRA Division of Research for Nuclear Fuel Cycle & Radioactive Waste)

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

### [2G21] Examination of construction procedure of MLD at Reprocessing Plant

*Masahiro Yamamoto[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Hiroshi Kinuhata[1], Naoki Takahashi[1] (1.JNFL)

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

### [2G22] Evaluation of hydrogen gas production at transient criticality in Uranyl nitrate solution

*Ryoichiro Yoshida[1], Yuichi Yamane[1], Hitoshi Abe[1] (1.JAEA)

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

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [2H01-05] Uncertainty Evaluation

Chair: Tadafumi Sano (Kyoto Univ.)

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

[2H01] Establishment of an uncertainty estimation system for BWR core characteristics due to nuclear data covariance

(1)Lattice calculation part

*Tadashi Ikehara[1], Teppei Yamana[1], Hirohisa Kaneko[1], Masayuki Tojo[1] (1.GNF-J)

---

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

[2H02] Establishment of an uncertainty estimation system for BWR core characteristics due to nuclear data covariance

(2)Core simulator part

*Teppei Yamana[1], Tadashi Ikehara[1], Hirohisa Kaneko[1], Masayuki Tojo[1] (1.GNF-J)

---

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

[2H03] Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor

(1)Outline of model V&V and UQ procedure

*Kazuya Ohgama[1], Kazumi Ikeda[2], Makoto Ishikawa[1], Taro Kan[3], Shigeo Ohki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Mitsubishi FBR Systems, 3.Mitsubishi Heavy Industries)

---

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

[2H04] Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor

(2)Verification

*KAZUMI IKEDA[1], Kan Taro[2], Shuhei Maruyama[3], Kazuya Ohgama[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)

---

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

[2H05] Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor

(3)Validation

*Makoto Ishikawa[1], Kenji Yokoyama[1], Kazuteru Sugino[1] (1.JAEA)

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

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [2H06-09] Monte Carlo Method

Chair: Yasushi Nauchi (CRIEPI)

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

[2H06] Prediction of Void Information in LWR using Neutron Noise calculated with Time-Dependent Monte Carlo Method

*Naoki takayama[1], Toshihiro Yamamoto[2], Tadafumi Sano[2], Jun-ichi Hori[2], Ken Nakajima[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 2.Kyoto University Research Reactor Institute)

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

[2H07] Statistical error estimation by orthonormally weighted standardized time series

Statistical error of tallies in Monte Carlo criticality calculation

*Taro Ueki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group)

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

[2H08] Prediction of Underestimation of Statistical Uncertainty in Monte Carlo

(1)Development of Higher-order Mode Calculation Code

*Tomohiro Endo[1], Koji Hayashi[1], Akio Yamamoto[1] (1.Nagoya university)

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

[2H09] Prediction of Underestimation of Statistical Uncertainty in Monte Carlo Eigenvalue Calculation for 2D Heterogeneous Geometry

(2)Applying to $UO_2$-MOX 2×2 Assemblies

*Koji Hayashi[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1.Nagoya university)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [GM2H]「炉物理部会」第45回全体会議

[GM2H] General Meeting

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [GM2I]「新型炉部会」第13回全体会議

[GM2I] General Meeting

Planning Lecture | Board and Committee：Public Information Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [PL2H] Way of information dissemination as AESJ Activity of Public Information Committee

Chair: Mito Sagai (CRIEPI)

[PL2H01] Summary of Current Activity and Revision of Code of Publicity and Distributing Information

*Takashi Takata[1] (1.JAEA)

[PL2H02] Current status and future directions of Position Statement

*Ryuichi Yamamoto[1] (1.JAEA)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [2H10-13] Transient Analysis

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

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

[2H10] Existence and Uniqueness of a Global-in-Time Solution to Time-Dependent Neutron Diffusion Equation

*Hiroki Sakamoto[1], Toshihiro Yamamoto[2] (1.TRANSNUCLEAR, LTD., 2.Kyoto University Research Reactor Institute)

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

[2H11] An Efficient Method of Numerical Calculation of Reactor Kinetics Equations

*Yoshihisa Tahara[1], Takanori Kameyama[1] (1.Tokai University)

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

[2H12] Supercritical transient analysis in light water moderated coupled small fuel debris regions using integral kinetic model and point kinetic model

*Delgersaikhan Tuya[1], Jun Nishiyama[2], Toru Obara[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology)

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

[2H13] Average time profile of energy release fluctuated due to radiolytic gas void in criticality accident

*Yuichi Yamane[1] (1.JAEA)

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

3:50 PM - 5:10 PM JST | 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [2H14-18] Criticality Management 1

Chair: Jun Nishiyama (Tokyo Tech)

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

### [2H14] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(19)policy of critilcality control

*Makoto Nakano[1,2], Yasuhiro Harada[1,2], Yamato Hayashi[1,3], Hiromi Maruyama[1,4] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 3.Toshiba Corporation Energy Systems & Solutions Company, 4.Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd.)

---

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

### [2H15] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(20)Evaluation of OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase III-C using Core design code

*Takashi Yoshii[1], Yousuke Miki[1], Yasuhiro Harada[2,3], Takuya Umano[2,4], Kazuya Ishii[2,5], Kenya Suyama[2,6] (1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 4.TOSHIBA CORPORATION, 5.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 6.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

### [2H16] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(21)Criticality accident analysis for the core water filling

*yamato hayashi[1,2], takuya umano[1,2], yutaka takeuchi[1,2], makoto nakano[1,3], satoshi takeo[1,4] (1.IRID, 2.TOSHIBA, 3.Mitsubishi Heavy Industries, 4.HITACHI-GE)

---

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

### [2H17] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(22)Detection of approach to criticality by reactor noize analysis and period measurement

*Shigeto Kikuchi[1,2], Satoshi Wada[1,2], Yamato Hayashi[1,2] (1.IRID, 2.Toshiba)

---

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

### [2H18] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(23)Criticality detection using virtual neutron capture method

*Takeshi Mitsuyasu[1,2], Tetsushi Hino[1,2], Hiromi Maruyama[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

5:10 PM - 6:30 PM JST | 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [2H19-23] Criticality Management 2

Chair: Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)

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

[2H19] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(24)Neutron multiplication factor estimation using measured data form PCV gas control system at Fukishima daiichi nuclear power plant unit 1

*Hiromi Maruyama[1], Satoshi Takeo[1], Yu Toriyabe[1], Hiroshi Fukushima[1], Hideaki Matsumoto[2] (1.IRID(Hitachi-GE), 2.TEPCO HD)

---

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

[2H20] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(25)Evaluation of Gamma-ray Irradiation Resistance of Insoluble Neutron Absorber

*Ryo Ishibashi[1,2], Toshiyuki Fujita[1,3], Kazuya Ishii[1,2], Yasuhiro Harada[1,4] (1.IRID, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, 3.Toshiba, 4.Mitsubishi heavy Industries)

---

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

[2H21] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(26)Fundamental test for study on application method of insoluble neutron absorber

*Yuta Shindo[1,2], Yutaka Ishiwata[1,2], Yamato hayashi[1,2], Ryo Ishibashi[1,3] (1.IRID, 2.Toshiba, 3.HitachiGE)

---

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

[2H22] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(27)applicability of soluble neutron absorber

*Yasuhiro Harada[1,2], Makoto Nakano[1,2], Yousuke Kamikawa[1,2], Yuichi Shimizu[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Mitsubishi Heavy Industries, LTD.)

---

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

[2H23] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(28)Fuel rod heatup analysis in uncovered core condition

*Yutaka Takeuchi[1,2], Taishi Yoshida[1,2], Yamato Hayashi[1,2] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Toshiba Corporation Energy System Solution Company)

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

10:00 AM - 11:55 AM JST | 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [2I01-07] Pu burning high-temperature gas-cooled reactor

Chair: Koki Hibi (MFBR)

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

[2I01] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(7)Objectives and current status

*Koji OKAMOTO[1], Kazuhiko KUNITOMI[2], Kazutaka OHASHI[3], Hideaki KISHITA[4] (1.The University of Tokyo, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Fuji Electric Co., Ltd., 4.Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

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

[2I02] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(8)Quantitative Evaluation of Security and Safety

*Kazuyuki Demachi[1], Jonathan Poli[1], Wataru Sagawa[1], Masahiro Kondo[1], Nedjet Erkan[1], Koji Okamoto[1] (1.The University of Tokyo)

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

[2I03] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(9)Radiation heat transfer property evaluation with graphite experiment

*Masahiro Kondo[1], Wataru Sagawa[1], Penghui Chai[1], Yang Wu[1], Koji Okamoto[1] (1.Tokyo University)

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

[2I04] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(10)Evaluation on internal pressure of fuel and nuclear characteristics of reactor core

*Minoru GOTO[1], Shohei UETA[1], Yoshitomo INABA[1], Jun AIHARA[1], Yuji FUKAYA[1], Yukio TACHIBANA[1], Kazuhiko KUNITOMI[1], Koji OKAMOTO[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Tokyo)

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

[2I05] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(11)Reactor temperature analyses in depressurization accident

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

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

[2I06] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(12)Staudy on 3S-TRISO fuel fabrication

*Masaki Honda[1], Yohei Saiki[1], Hideaki Kishita[1], Koji Okamoto[2] (1.Nuclear Fuel Industries, LTD., 2.The University of Tokyo)

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

[2I07] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(13)Test and characterization for ZrC coating

*Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yukio Tachibana[1], Kazuhiko Kunitomi[1], Koji Okamoto[2] (1.JAEA, 2.Univ. Tokyo)

Planning Lecture | Technical division and Network：Advanced Reactor Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [PL2I] Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

[PL2I01] Overview of Working Group on Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

*Takaya Ito[1] (1.MFBR)

[PL2I02] Technical Issues on Current Maintenance Management

*Shigeru Takaya[1] (1.JAEA)

[PL2I03] Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

*Shoji Kotake[1] (1.JAPC)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [2I08-12] Core design of next generation sodium-cooled reactor

Chair: Minoru Goto (JAEA)

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

[2I08] Shielding design in the reactor vessel for the next generation sodium-cooled fast reactor

(1)Application of the connection method with Sn and Monte Carlo calculations for a streaming geometry

*FUKUCHI IKUO[1], HIGURASHI KOICHI[1], SHIRAKI TAKAKO[2], SUGINO KAZUTERU[3], OHKI SHIGEO[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)

---

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

[2I09] Shielding design in the reactor vessel for the next generation sodium-cooled fast reactor

(2)Improvement of shielding design methods for optimizing radial neutron shieldings

*Koki Hibi[1], Ikuo Fukuchi[1], Daisuke Masuyama[2], Kazuteru Sugino[3], Shigeo Ohki[3] (1.Mitsubishi FBR Systems, 2.Mitsubishi Heavy Industries,, 3.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

[2I10] Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor

(1)Core performance requirements and design conditions

*Shigeo Ohki[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Koki Hibi[2], Taro Kan[3] (1.JAEA, 2.MFBR, 3.MHI)

---

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

[2I11] Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor

(2)Reference core design

*Toru Tsuboi[1], Hiroyuki Moriwaki[2], Masashi Ogura[2], Koki Hibi[2], Seiichiro Maeda[3], Kazuya Ohgama[3], Yoshitaka Chikazawa[3], Shigeo Ohki[3] (1.MHI, 2.MFBR, 3.JAEA)

---

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

[2I12] Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor

(3)Design optimization for the core arrangement

*Hiroyuki Moriwaki[1], Masashi Ogura[1], Taro Kan[2], Shigeo Ohki[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)

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

4:05 PM - 5:25 PM JST | 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [2I13-17] System of sodium-cooled reactor

Chair: Masaaki Nakano (Fuji Electric)

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

[2I13] Dry cleaning process test for fuel assembly of fast reactor plant system
(1)Master-planning

*Atsushi Katoh[1], Masako Tanaka[3], Yuuichi Ohtani[3], Nobuki Oka[3], Akihiro Ide[2], Keiichi Nagai[1] (1.JAEA, 2.MFBR, 3.MHI)

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

[2I14] Dry cleaning process test for fuel assembly of fast reactor plant system
(2)Glove box test results

*NOBUKI OKA[1], ATSUSHI KATO[2], KEIICHI NAGAI[2], MASAKO TANAKA[1], YUICHI OHTANI[1], AKIHIRO IDE[3] (1.MHI, 2.JAEA, 3.MFBR)

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

[2I15] Design study for the structures for gas entrainment prevention and gas exclusion at the primary pump of the next generation sodium-cooled fast reactor

*Katsunori Amano[1], Yasuhiro Enuma[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Osamu Watanabe[2], Satoshi Hayakawa[2], Tomoyuki Inoue[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.MITSUBISHI FBR SYSTEMS, INC.)

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

[2I16] A study of measures against sodium-water reaction in next generation sodium-cooled fast reactor based on SDG

*Hironori Kanda[1], Yasuhiro Enuma[1], Satoshi Futagami[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Yasushi Okano[1], Naoki Yoshioka[2], Hiroshi Ushiki[2] (1.JAEA, 2.MFBR)

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

[2I17] Reinforcement of imergency power supply system for next generation SFR

*Nobuyuki Ishikawa[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Daisuke Sato[2], Risako Ikari[2] (1.JAEA, 2.MFBR)

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

5:25 PM - 6:30 PM JST | 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [2I18-21] Sodium with suspended nanoparticles

Chair: Kuniyoshi Takamatsu (JAEA)

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

[2I18] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
(22)Progress of Project

*KUNIAKI ARA[1], AKIRA MIYAMOTO[2], MASAHIKO NAGAI[3], KOICHI KURITA[4] (1.JAEA, 2.Touhoku Univ., 3.MHI, 4.MFBR)

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

[2I19] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
(23)Reaction Suppression (6)

*JUN-ICHI SAITO[1], KEIICHI NAGAI[1], KUNIAKI ARA[1] (1.JAEA)

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

[2I20] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
(24)Reaction Suppression (7)

*KEIICHI NAGAI[1], JUN-ICHI SAITO[1], KUNIAKI ARA[1] (1.JAEA)

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

[2I21] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
(25)Theoretical study (8)

*Nozomu Hatakeyama[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2] (1.Tohoku University, 2.JAEA)

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

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [2J01-04] Medical and Biological Application/Radiation Protection and Control

Chair: Kazumasa Shimada (JAEA)

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

### [2J01] Development of new radioprotectors utilizing glucosyl-rutin

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

---

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

### [2J02] Comparative study on the inhibitory effects of different types of radon treatment on oxidative damage in mice

*Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Norie Kanzaki[1], Kaori Sasaoka[1], Akihiro Sakoda[2], Hiroshi Tanaka[2], Yusuke Kobashi[1], Yuu Ishimori[2], Fumihiro Mitsunobu[3], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2.Ningyo-toge JAEA, 3.Grad. Sch. Med. dent. pharm. Sci.,Okayama Univ.)

---

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

### [2J03] Comparative study on effects of low dose radiation and alcohol on mouse liver function

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

---

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

### [2J04] Discussion on Setting of Reference Level for Workers in Existing Exposure Situation Occurring after Nuclear Accident or Radiological Emergency Situation

*Takatoshi Hattori[1] (1.CRIEPI)

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

10:35 AM - 11:55 AM JST | 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [2J05-09] Environmental Radioactivity 2

Chair: Masahiko Machida (JAEA)

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

[2J05] Numerical analysis of effects by environmental factors on HT- and HTO-transfer in ground suface environment

*Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Mariko Atarashi-Andoh[2] (1.Nagoya Univ., 2.JAEA)

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

[2J06] Discussion on reproducibility of wet deposition process by Atmospheric dispersion model using the Fukushima Dai-ichi NPS accident data

*Kenta Mizutani[1], Hiroki Sugiura[1], Shigekazu Hirao[2], Jun Moriizumi[1], Hiromi Yamazawa[1] (1.Nagoya Univ., 2.Fukushima Univ.)

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

[2J07] Estimation of air radioactivity concentrations in Ibaraki Prefecture from NaI pulse height distribution measured at monitoring stations

*Yuta Terasaka[1], Hiromi Yamazawa[2], Tatsuo Torii[1] (1.JAEA, 2.Nagoya Univ.)

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

[2J08] Study of Potassium Iodide Decomposition-Collection by Atmospheric Pressure Microwave Discharge Technique

*Masayuki Umeda[1], Glenn Harvel[2], Takeyoshi Sunagawa[1] (1.Fukui University of Technology, 2.University of Ontario Institute of Technology)

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

[2J09] Dietary intake estimate of radioactive Cs in Rokkasho-Village and Aomori City, Aomori Prefecture

*Hideki Kakiuchi[1], Naofumi Akata[2], Hidenao Hasegawa[1], Takashi Iyogi[1], Shun'uchi Hisamatsu[1] (1.Institute for Environmental Sciences, 2.National Institute for Fusion Science)

Planning Lecture | Board and Committee：Editorial Board

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [PL2J] Challenge to LNT hypothesis

Chair: Michikuni Shimo (Fujita Health Univ.) and Tetsuo Sawada (Tokyo Tech)

[PL2J01] Late Effects of Radiation

Over view

*Masako Bando[1] (1.Jein)

[PL2J02] Origin of linear non-threshold hypothesis as a statistical model

*Siro Tanaka[1] (1.Kyoto Univ.)

[PL2J03] WAM model as an alternative of LNT

*Yuichiro Manabe[1] (1.Osaka Univ.)

[PL2J04] Multi-disciplinary committee in JSPS

*Takahiro Wada[1] (1.Kansai Univ.)

[PL2J05] Panel discussion

Chair: Tetsuo Sawada[1] (1.Tokyo Tech)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [2J10-14] Radiation Measurement 2

Chair: Hideo Hirayama (KEK)

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

[2J10] Detailed measurement at the time of radiation burst by winter thundercloud activities

*MISAO IKUTA[1] (1.Shimane Prefectural Atomic Power Environment Center)

---

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

[2J11] Advancement of airborne radiation measurement technology

(1)Examination of the topography correction to dose rate on the ground by the drone radiation monitoring system

*Miyuki Sasaki[1], Yukiyasu Nisizawa[1], Azusa Ishizaki[1], Mitsuo Imura[2], Yukihisa Sanada[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.OYO Corporation)

---

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

[2J12] Advancement of airborne radiation measurement technology

(2)Investigation of effects of radon progeny nuclides on aerial monitoring (1)

*Jun Hirouchi[1], Kazumasa Shimada[1], Yukiyasu Nishizawa[1], Yukihisa Sanada[1], Masahiro Munakata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

[2J13] Advancement of airborne radiation measurement technology

(3)Investigation of effects of radon progeny nuclides on aerial monitoring (2)

*yukiyasu nishizawa[1], jun hirouchi[1], kazumasa shimada[1], yukihisa sanada[1], masahiro munakata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

[2J14] Advancement of airborne radiation measurement technology

(4)Investigation of snow effects on aerial monitoring

*AZUSA Ishizaki[1], Airi Mori[1], Yukihisa Sanada[1], Mitsuo Imura[1], Miyuki Sasaki[1], Mutsushi Ishida[1], Masahiro Munakata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

4:05 PM - 5:25 PM JST | 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [2J15-19] Environmental Remediation 1

Chair: Yoko Fujikawa (Kyoto Univ.)

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

### [2J15] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

(1)Overview and preliminary research

*KAZUKI IIJIMA[1], Terumi Dohi[1], Tadafumi Niizato[1], Kenso Fujiwara[1], Yoshikazu Koma[1], Shinichi Suzuki[1], Yoshihiro Oda[1], Yoshihito Ohmura[2], Takayuki Sasaki[3], Kenji Nanba[4] (1.JAEA, 2.National Institute of Nature and Science, 3.Kyoto University, 4.Fukushima University)

---

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

### [2J16] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

(2)Soil analysis and sorption experiments

*Takayuki Sasaki[1], Kenso Fujiwara[2], Terumi Dohi[2], Taishi Kobayashi[1], Kazuki Iijima[2] (1.Kyoto Univ., 2.JAEA)

---

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

### [2J17] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

(3)Radionuclides behavior to the soil in and around the NPS site

*Youko Takahatake[1], Yoshikazu Koma[1], Kazuki Iijima[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

### [2J18] Biological degradtion of oil in the contaminated waste water

*Toshihiko Ohnuki[1], Tetsuya Ito[2], Takasuke Kakuta[2] (1.TITECH, 2.Mushugen Kogyo)

---

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

### [2J19] Result of Demonstration Test on Decontamination and Volume reduction Technology

*TADASHI MURAKAMI[1], YUUHEI HAYASHI[1], HIKARU KAJIWARA[1] (1.NUCLEAR SAFETY TECHNOLOGY CENTER)

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

5:25 PM - 6:30 PM JST | 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [2J20-23] FDNPP Accident: Environmental Radioactivity

Chair: Toshihiko Ohnuki (Tokyo Tech)

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

### [2J20] Proposition of Cs free mineralization for decontamination and reuse of contaminated soil in Fukushima

(1)Cesium free mineralization of Fukusushima weathered biotite saturated and sorbed with nonradioactive Cs

*Iwao Shimoyama[1], Mitsunori Honda[1], Toshihiro Kogure[2], Norie Hirao[1], Yuji Baba[1], Yoshihiro Okamoto[1], Tsuyoshi Yaita[1], Shinichi Suzuki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The university of Tokyo)

---

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

### [2J21] Proposition of Cs free mineralization for decontamination and reuse of contaminated soil in Fukushima.

(2)Mechanism of Cs removal processes from weathered biotite by heating treatment with NaCl–$CaCl_2$ mixed salt revealed by *in situ* EXAFS analysis.

*Mitsunori Honda[1], Yoshihiro Okamoto[1], Iwao Shimoyama[1,2], Hideaki Shiwaku[1], Shinichi Suzuki[1,2], Tsuyoshi Yaita[1,2] (1.JAEA MRSC, 2.JAEA FESC)

---

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

### [2J22] Radiation dose distribution of mountainous area around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

(1)Field investigation

*Terumi DOHI[1], Kenso FUJIWARA[1], Naoyuki KIKUCHI[1], Hiroki HAGIWARA[1], Kazuki IIJIMA[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

### [2J23] Radiation dose distribution of mountainous area around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

(2)data analysis

*Yoshihiro Oda[1], Terumi Dohi[1], Seiichi Kanaizuka[1], Kazuki Iijima[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

9:30 AM - 11:10 AM JST | 12:30 AM - 2:10 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [2K01-06] Two-Phase Flow and Phase Change 1

Chair: Michio Murase (INSS)

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

[2K01] Characteristics of Heating and Microwave under Microwave Heating

*FUMINORI CHONAN[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kanako[1], Tetsuya Kanagawa[1], Shunya Fujita[1], Tomohisa Yuasa[1], Tomoomi Segawa[2], Yoshikazu Yamada[2] (1.University of Tsukuba, 2.Japan Atomic Energy Agancy)

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

[2K02] Droplet generation during liquid jet collision onto solid surface

*Naoki Oya[1], Yi Zhan[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shuji Ohno[2], Takashi Takata[2] (1.The university of electro-communications, 2.Japan Atomic Energy Agency)

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

[2K03] Study on Seawater Pool Boiling Heat Transfer

(2)Mechanism of Sea Salt Deposition on Heat Transfer Surface

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

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

[2K04] Evaluation of jet shape and fluid force generated from ruptured high temperature and high pressure water pipe

*Shiro Takahashi[1], Noriyuki Takamura [2], Qiang Xu[2] (1.Hitachi, 2.Hitachi-GE)

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

[2K05] Scale effect on the operating criteria of supersonic steam injector

*Masaya Fujishiro[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1] (1.University of tsukuba)

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

[2K06] Development of Prediction Technology of Two-Phase Flow Dynamics under Earthquake Acceleration

(32)A rising single bubble behavior under Horizontal Structure Vibration

*Akifumi Miyazaki[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Hideaki Monji[1], Hiroyuki Yoshida[2], Yutaka Abe[1] (1.University of Tsukuba, 2.AESJ)

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

11:10 AM - 12:00 PM JST | 2:10 AM - 3:00 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [2K07-09] Accident Progression Analysis

Chair: Tomio Okawa (UEC)

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

[2K07] Construction of PWR analysis model in MAAP5.01 code

Part (2)Parameter survey on the pressurizer relief valve operation in the TMLB' sequence

*Yoshihisa Nishi[1], Satoshi Nishimura[1], Shota Soga[1], Toshihiko Miyamoto[2], Yuusuke Katakami[2], Hiroyuki Sakamoto[3], Kenta Kobayashi[3], Tomohiro Kodaira[3] (1.CRIEPI, 2.SEPCO, 3.HEPCO)

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

[2K08] Evaluation about the spent fuel pool accident analysis by MAAP

(1)Spray cooling properties evaluation in loss of coolant accident (LOCA)

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

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

[2K09] ROSA/LSTF Test on Nitrogen Gas Behavior during Reflux Cooling and RELAP5 Analysis

*Takeshi TAKEDA[1], Iwao OHTSU[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [GM2K] 「社会・環境部会」第35回全体会議

[GM2K] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Social and Environmental Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [PL2K] Introduction of Social and Environmental Division Award

Chair: Muneo Morokuzu (PONPO)

[PL2K01] A Study of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident Process

*Michio Ishikawa[1] (1.Association for Nuclear Decommissioning Study)

---

[PL2K02] Risk Communication Activities that Meet the Local Resident's Needs Related to Fukushima Nuclear Accident

*Junko Ayame[1] (1.JAEA)

---

[PL2K03] Activities of YGN

*Jun Nishiyama[1] (1.YGN)

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

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [2K10-15] Fukushima Daiichi NPP Accident 1

Chair: Hiroyuki Yoshida (JAEA)

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

[2K10] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(76)Results of Penetration Tube Melt Tests Performed at KAERI

*Masanori Naitoh[1], Hidetoshi Okada[1], Marco Pellegrini[1] (1.IAE)

---

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

[2K11] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(77)Validation of Debris Freezing Model in a penetration tube against the KAERI Experiment

*Suzuki Hiroyuki[1], Marco Pellegrini[1], Suzuki Hiroaki[1], Naitoh Masanori[1] (1.Institute of Applied Energy)

---

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

[2K12] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(78)Accident Analysis of Fukushima Daiichi Unit 1 by SAMPSON Severe Accident Code

*Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Marco Pellegrini[1], Hiroyuki Suzuki[1], Chiaki Kino[1] (1.The Institute of Applied Energy)

---

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

[2K13] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(79)Accident Analysis of Fukushima Daiichi Unit 2 by SAMPSON Severe Accident Code

*Chiaki Kino[1], Hiroaki Suzuki[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naito[1] (1.The Institute of Applied Energy)

---

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

[2K14] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(80)Analysis of the accident at Fukushima Daiichi unit 3 by the SAMPSON code

*Marco Pellegrini[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1] (1.The Institute of Applied Energy)

---

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

[2K15] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(81)Ex-vessel phenomena analysis of the accident in the Fukushima Daiichi nuclear power station Unit 1 using DSA-CVPA modules of SAMPSON

*Mirco Di Giuli[1], Hyrouchi Suzuki[1], Marco Pellegrini[1], Masaori Naitoh[1] (1.IAE)

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

4:20 PM - 5:40 PM JST | 7:20 AM - 8:40 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [2K16-20] Fukushima Daiichi NPP Accident 2

Chair: Yoshiro Kudo (NRA)

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

[2K16] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(82)Assessment of SAMPSON Severe Accident Code Modeling against MELCOR

*Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naitoh[1] (1.The Institute of Applied Energy)

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

[2K17] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(83)Estimation of Accident Progression of unit 3 based on Water Level Indicator Readings

*Kenichiro Nozaki[1], Hiroshi Shirai[1], Shinya Mizokami[2], Takeshi Honda[2], Masato Mizokami[2], Daisuke Yamauchi[2] (1.TEPSYS, 2.TEPCO)

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

[2K18] Development of Evaluation Method for Air Cooling of Fuel Debris

(2)Preliminary analysis of the natural convection cooling performance

*Susumu Yamashita[1], Shinichiro Uesawa[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

[2K19] Study on criteria of thermal stratification in suppression chamber

*Daisuke YAMAUCHI[1], Nejdet ERKAN[2], Byeongnam JO[1], Koji OKAMOTO[2] (1.Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo, 2.Nuclear Professional School, Schcool of Engineering, The University of Tokyo)

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

[2K20] development status of drying simulation code for waste storage

*terada atsuhiko[1], isao yamagishi[1], ryutaro hino[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

5:40 PM - 6:30 PM JST | 8:40 AM - 9:30 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [2K21-23] Thermal Fatigue Evaluation

Chair: Hiroyuki Ohshima (JAEA)

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

[2K21] Assessments for high-cycle thermal fatigue at a mixing tee pipe

Part 1:Characteristics of thermal stress by wall temperature measurement test

*Koji Miyoshi[1], Yoichi Utanohara[1], Masayuki Kamaya[1] (1.Institute of Nuclear Safety System)

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

[2K22] Assessments of High-Cycle Thermal Fatigue at a Mixing Tee Pipe

Part 2:Numerical simulation of the temperature fluctuation

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

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

[2K23] Assessments of high-cycle thermal fatigue at a mixing tee pipe

Part 3:Fatigue damage assessment

*Masayuki Kamaya[1], Koji Miyoshi[1], Youichi Utanohara[1] (1.Institute of Nuclear Safety Sysmte, Inc.)

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

10:20 AM - 12:00 PM JST | 1:20 AM - 3:00 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [2L01-06] Molecular simulation for material behavior and simulation tecniques for fission or MA transmutation

Chair: Yuzuru Eguchi (CRIEPI)

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

[2L01] First-principles Calculation of Solute Elements in Zirconium

*Mitsuhiro Itakura[1], Taira Okita[2] (1.JAEA, 2.U.Tokyo)

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

[2L02] Modeling for an interaction between lattice defects by incorporating conservative climb motion

*Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Masaatsu Aichi[2], Mitsuhiro Itakura[3] (1.School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3.Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency)

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

[2L03] MD simulations to evaluate effects of the material property on defect formation process under neutron irradiation

*Taira Okita[1], Yingjuan Yang[2], Mitsuhiro Itakura[3] (1.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 2.School of Engineering, the University of Tokyo, 3.Japan Atomic Energy Agency)

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

[2L04] Influence of stacking fault energies on the interaction between a void and dislocation evaluated by MD simulations

*Kohei Doihara[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3] (1.School of Engineering, the University of Tokyo , 2.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3.Japan Atomic Energy Agency)

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

[2L05] Fission dynamics of $^{236}$U based on the TDDFT

*Yoritaka Iwata[1], Satoshi Chiba[1] (1.Tokyo Institute of Technology)

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

[2L06] MA transmutation function addition to Educational FBR Plant Design Program

*Naoto Kasahara[1], Tadao Takahashi[2] (1.Department of Nuclear Engineering and Management, 2.FBR Senior Research Laboratory)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [GM2L] 「計算科学技術部会」第20回全体会議

[GM2L] General Meeting

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [PL2L] Numerical Simulations for External Hazard Evaluation

Chair: Akemi Nishida (JAEA)

[PL2L01] Introduction

*Akemi Nishida[1] (1.JAEA)

---

[PL2L02] Evaluation of Fluid Force Acted on Structure by Using Multi-Scale Particle Method

*Mitsuteru Asai[1] (1.Kyushu Univ.)

---

[PL2L03] Current Status on Numerical Simulation Methods to Evaluate Tornado Missile Hazard

*Yuzuru Eguchi[1] (1.CRIEPI)

---

[PL2L04] Aircraft Impact Assessment for Nuclear Power Plant Design

*Haruji Tsubota[1] (1.JAEA)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [2L07-11] Effect of external hazard such as earthquake on the material and construction

Chair: Taira Okita (Univ. of Tokyo)

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

[2L07] A Study for evaluating method on local damage to RC panels subjected to oblique impact

Analytical study on perforation damage to RC panels caused by impact of soft missiles

*Akemi Nishida[1], Yoshimi Ota[1], Haruji Tubota[1] (1.JAEA)

---

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

[2L08] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part2: Nuclear building system, reactor vessel and piping

*Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Zhihong Guo[1], Hidemasa Yamano[1], Tsuyoshi Takada[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.University of Tokyo)

---

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

[2L09] Large-scaled parallel visualization for distributed simulation results of structure assembly for estimating a nuclear facility under seismic wave

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

---

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

[2L10] Occurrence conditions under excessive seismic loadings in terms of input frequency

*Ryota SAKEMI[1], Yamato KATSURA[1], Bari Md Abdullah Al[1], Takuya SATO[1], Naoto Kasahara[1] (1.Univ. of Tokyo)

---

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

[2L11] Evaluations of RPV stress intensity factor during PTS events

*Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[2] (1.Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2.Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

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

4:05 PM - 5:25 PM JST | 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [2L12-16] Numerical simulation on the thermal hydraulics

Chair: Naoto Kasahara (Univ. of Tokyo)

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

[2L12] Accuracy of pressure gradient numerically derived from a tornado wind field model

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Yasuo Hattori[1], Hiromaru Hirakuchi[1] (1.CRIEPI)

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

[2L13] Study of geometry factor prediction for flow accelerated corrosion with RANS calculation

*Tatsuya Tsuneyoshi[1], Takahiro Ito[1], Yoshiyuki Tsuji[1] (1.Nagoya Univ.)

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

[2L14] Development of a multi-physics MPS code for the severe accident simulation
(2)Application for the analysis of water jet in the air

*Kenta Inagaki[1] (1.CRIEPI)

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

[2L15] High Performance Implementation of Nuclear Fusion Simulation Code on GPU Cluster

*Kazuya Matsumoto[1], Yuuichi Asahi[2], Takuya Ina[1], Yasuhiro Idomura[1] (1.JAEA, 2.CEA Cadarache)

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

[2L16] Performance Evaluations of Communication-Avoiding Krylov Subspace Methods in multi-phase thermal-hydraulic problem

*Akie Mayumi[1], Yasuhiro Idomura[1], Susumu Yamada[1], Takuya Ina[1], Susumu Yamashita[1] (1.JAEA)

Awards Ceremony

6:00 PM - 6:30 PM JST | 9:00 AM - 9:30 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [AC2L] Poster Session awards ceremony

6:00 PM - 6:30 PM JST | 9:00 AM - 9:30 AM UTC

[AC2L] Awards Ceremony

*Haruji Tsubota[1] (1.JAEA)

Oral Presentation | I. General Issues：General Issues

9:50 AM - 10:40 AM JST | 12:50 AM - 1:40 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [2M01-03] Risk Management

Chair: Inamura Tomoaki (CRIEPI)

9:50 AM - 10:05 AM JST | 12:50 AM - 1:05 AM UTC

[2M01] Enhancement of Organizational Preparedness and Capability of Accident Mitigation at Nuclear Power Stations of the Kansai Electric Power Company.

*HIROSHI ANDO[1], Hiroshi Ujita[2], Ken Muramatsu[3], Kenji Tominaga[4] (1.INSS., 2.INSESS., 3.TOKYO CITY Univ., 4.JANSI)

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

[2M02] Development of a Database System for Supporting Protecting Measures such as Evacuation at Nuclear Disasters

*Haruhiko Toyomitsu[1] (1.Public Interest Incorporated Foundation Nuclear Safety Technology Center)

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

[2M03] Research on transparency through selection process of candidate sites for final disposal of designated wastes resulted from the Fukushima Daiichi nuclear accident

*Akira Asahara[1], Naoki Yamano (1.Graduate School of Eng., Univ. of Fukui)

Oral Presentation | I. General Issues：General Issues

10:40 AM - 12:00 PM JST | 1:40 AM - 3:00 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [2M04-08] Human Resource Development

Chair: Hohara Shinya (Kindai Univ.)

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

[2M04] Improvement of the severe accident practice tool

*IKUO KAWASAKI[1], AKIRA NAKAMURA[1], SHUNSUKE TAKAHASHI[2] (1.Institute of Nuclear Safety System,Incorporated , Institute of Nuclear Technology , Technical Support Research Project , 2.Kansai Electric Power Co., Inc.)

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

[2M05] Renewal of the experimental program in gamma-ray and neutron measurements

*Satoru Saitou[1], Takanori Kameyama[1], Shigeo Yoshida[1], Toshiaki Ohe[1], Eiji Takada[2] (1.Tokai University, 2.Toyama Technical College)

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

[2M06] A study of the economic effects by the nuclear industry and development of human resources in regional economy from the point of the younger generation consciousness concerning nuclear energy
原子力に対する若い世代の意識の視点から

*Aika Fujiki[1], Kazunori Akutagawa[1] (1.NIT Fukushima College)

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

[2M07] Enhancing Team Resource Management Skills
(1)A trial of a TRM skill training program

*Kohei Nonose[1], Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1] (1.CRIEPI)

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

[2M08] Enhancing Team Resource Management Skills
(2)A trial of behavior assessment

*Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1], Kohei Nonose[1] (1.CRIEPI)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [GM2M]「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第17回全体会議

[GM2M] General Meeting

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [PL2M] Needs and Challenges of Technology Development for Future Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

[PL2M01] Needs and Challenges of Technology Development for Safeguards

*Masato Hori[1] (1.JAEA)

[PL2M02] Needs and Challenges of Technology Development for Nuclear Security

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

Oral Presentation | I. General Issues：General Issues

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [2M09-11] Communication

Chair: Ryuichi Yamamoto (JAEA)

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

[2M09] Easy to understand communication tool of nuclear power words

*Shinichi Oiso[1] (1.Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

---

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

[2M10] A Study on relationship between the pros and cons of nuclear power generation and the respondent characteristics

*Tomoaki INAMURA[1], Reiko KUWAGAKI[1], Hiroyuki YAMADA[1] (1.CRIEPI)

---

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

[2M11] Trend analysis of the point of view of secular change and social values based on the poll results on the use of atomic energy (2006-2015)

*Takeshi Iimoto[1], Noriaki Sakai[2], Itaru Takahashi[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Kazuhisa Kawakami[3], Hiroshi Kimura[4], Masayuki Tomiyama[5] (1.The University of Tokyo, 2.JAERO, 3.International University of Health and Welfare, 4.Public Outreach, NPO, 5.Okachimachi-Taito JH School)

Oral Presentation | I. General Issues：General Issues

3:35 PM - 4:40 PM JST | 6:35 AM - 7:40 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [2M12-15] Consensus-building

Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui)

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

[2M12] Public Policies Building of Energy Security

(1)Study on the transition of the issues surrounding Atomic Energy Policy post the Fukushima accident

*Yuko Koito

---

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

[2M13] Present situation for resuming the operation of UTR-KINKI

*Sin-ya Hohara[1], Wataru Sugiyama[1], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1], Hirokuni Yamanishi[1], Genichiro Wakabayashi[1], Tetsuo Itoh[1] (1.Kindai Univ.)

---

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

[2M14] Development of a Model to Optimize Global Use of Nuclear Energy Considering Nuclear Fuel Cycle

*Undarmaa Baatarkhuu[1], Kenta Horio[1], Komiyama Ryoichi[1], Yasumasa Fujii[1] (1.School of Engineering The University of Tokyo)

---

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

[2M15] Analysis of the structure of Genshiryoku-mura toward a paradigm shift of consensus building (6) Hideki Yukawa and Safety Myth

*Tetsuo Sawada[1] (1.Tokyo Tech./Lab. for Advanced Nucl. Energy)

Oral Presentation | I. General Issues：General Issues

4:40 PM - 5:45 PM JST | 7:40 AM - 8:45 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [2M16-19] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security 1

Chair: Mitsutoshi Suzuki (JAEA)

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

[2M16] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(1)Outline of the study

*Kazunori Suda[1], Ryo Shimizu[1], Lisa Kokaji[1], Makiko Tazaki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

[2M17] Introduction of emerging technologies to nuclear nonproliferation verification regime

Case study on the use of satellite imagery analysis in the IAEA safeguards

*Kenta Horio[1], Yuichiro Nagai[1], Byungdug Jun[2], Satoshi Hirose[2], Tatsujiro Suzuki[2] (1.University of Tokyo, 2.Nagasaki University)

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

[2M18] Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics

(1)Multivariate Analysis Tool Development and Application to Nulcear Source Material Attribution

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[1], Ayako Okubo[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

[2M19] Study on optimum thickness of moderator used in Differential Die-away Analysis in active neutron NDA system

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Hiroshi Tobita[1], Masatoshi Kureta[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

Oral Presentation | I. General Issues：General Issues

5:45 PM - 6:30 PM JST | 8:45 AM - 9:30 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [2M20-22] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security 2

Chair: Yoshiki Kimura (JAEA)

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

[2M20] Vital area identification of nuclear power plant for sabotage protection

Report as Safety and Security subcommittee meeting

*Mitsutoshi Suzuki[1], Seishi Nishida[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.St. Marianna Medical Univ.)

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

[2M21] Development of Fundamental Technology for Automatic Detection of Malicious Insider Behavior in NPPs

*Yusuke Kawasaki[1], Kazuyuki Demachi[1], Naoto Kasahara[1] (1.The University of Tokyo)

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

[2M22] Detection and Prediction of Insider Malicious Behavior for Nuclear Security using Kinect

*Shi Chen[1], Kazuyuki Demachi[1], Tomoyuki Fujita[1], Yutaro Nakashima[1], Yusuke Kawasaki[1] (1.The University of Tokyo)

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-3 Application of Beams, Target

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [2N01-05] Neutron time-of-flight method

Chair: Hiroyuki Toyokawa (AIST)

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

### [2N01] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(4)Neutron Resonance Densitometry using a Self-indication Method

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1] (1.Kyoto University Research Reactor Institute)

---

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

### [2N02] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(5)Pulsed Neutron Imaging with Simulated Nuclear Fuel Pellets

*Tadafumi Sano[1], Daisuke Ito[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroyuki Hasemi[2], Takashi Kamiyama[2], Ken Nakajima[1] (1.Kyoto University Research Reactor Institute, 2.Hokkaido University)

---

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

### [2N03] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(6)Combination between neutron and X-ray radiograms

*Takashi Kamiyama[1], Hiroyuki Hasemi[1], Hirotaka Sato[1], Ken Nakajima[2] (1.Hokkaido Univ., 2.Kyoto Univ.)

---

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

### [2N04] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(7)Improvement of Spatial Resolution

*Junpei Koide[1], Toshiyuki Uragaki[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Koh-ichi Mochiki[1] (1.TCU)

---

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

### [2N05] Effect on the shape of a neutron resonance absorption peak due to rotary motion of the sample

*Masato Uechi[1], Takashi Kamiyama[1,2], Kaoru Hara[2], hiroyuki hasemi[2], Hirotaka Sato[1,2], Masato Ohnuma[1,2] (1.Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ., 2.Faculty of Engineering, Hokkaido Univ.)

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-3 Application of Beams, Target

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [2N06-09] Industrial application of accelerator

Chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)

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

### [2N06] Study of Quantitative Density Imaging Technique by Pulsed Neutron Transmission Spectroscopy with a Nuclear Data

*Ishikawa Hirotaku[1], Sato Hirotaka[1,2], Kamiyama Takashi[1,2], Ohnuma Masato[1,2] (1.Graduate School of Engineering, Hokkaido University , 2.Faculty of Engineering, Hokkaido University)

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

### [2N07] New production routes for medical isotopes $^{92}$Y using accelerator-based neutron source

*Masaki Kamida[1], Yukimasa Sanzen[1], Tadahiro Kin[1], Yukinobu Watanabe[1], Masatoshi Itoh[2] (1.Kyushu University, 2.Tohoku University, Cyclotron and Radio isotope Center)

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

### [2N08] Structural Analysis and Evaluation for bridge using High Energy X-ray Source

*Hiroaki Takeuchi[1], Ryota Yano[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Joichi Kusano[2], Yoshinobu Oshima[3] (1.Dept. Nuclear Engineering and Management, Univ. Tokyo, 2.Accuthela.Inc, 3.PWRI)

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

### [2N09] Application of CT Reconstruction on Non-destructive Bridge Inspection with Portable High Energy X-ray Source

*Ryota Yano[1], Hiroaki Takeuchi[1], Mitsuru Uesaka[2,1], Joichi Kusano[3], Katsuhiro Dobashi[2], Natsuyo Maruyama[4], Masahiro Tatewaka[5], Yoshinobu Oshima[6] (1.Dept. of Nuclear Engineering & Management, Grad. School of Engineering, The Univ. of Tokyo, 2.Dept. of Nuclear Engineering, Grad. School of Engineering, The Univ. of Tokyo, 3.Accuthera Inc., 4.Hitachi Power Solutions Co., Ltd, 5.Kanto Giken Co., Ltd, 6.Public Works Research Institute)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [GM2N]「加速器・ビーム科学部会」第36回全体会議

[GM2N] General Meeting

Planning Lecture (Free Entry) | Board and Committee：Equal Opportunity Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [PL2N] How to improve gender equality suggestions from the gender equality committee of AESJ

Chair: Tomio Ohno (Fukuoka Inst. of Tech.)

[PL2N01] Trends and current status of female ratio of AESJ

*Chikako Iwaki[1] (1.Toshiba Corp.)

---

[PL2N02] Participation in the Summer School for junior and high school students at NWEC

*Yoko Kobayashi[1] (1.NRA)

---

[PL2N03] Publication of Role-models Collection in nuclear and radiation field

*Naoto Hagura[1] (1.Tokyo City Univ.)

---

[PL2N04] For Improvement of men's participation in Children Care(including housework and Regional Contribution)

*Ken Kurosaki[1] (1.Osaka Univ.)

---

[PL2N05] Working female engineers (Non-AESJ member)

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

---

[PL2N06] Suggestions to AESJ for increase women members

*Tomio Ohno[1] (1.Fukuoka Inst. of Tech.)

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-3 Application of Beams, Target

2:45 PM - 4:40 PM JST | 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [2N10-16] Accelerator for material and device analysis

Chair: Jun-ichi Hori (Kyoto Univ.)

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

### [2N10] Dependence of the conductivity on the fluence for the polycarbonate samples irradiated with heavy metal ions.

*Kyohei Iwaoka[1], Naoki Fujita[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1.KOBE Univ.)

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

### [2N11] Development of Apparatus for the Radiation Resistance Test of Semiconductor Devices in Space Using Low-LET Accelerated Particles

*Kimikazu Sasa[1], Masao Sataka[1], Hiroshi Naramoto[1], Hiroshi Kudo[1] (1.Univ. of Tsukuba)

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

### [2N12] Development of the electron pulse radiolysis for thin samples

*Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Akihiro Oshima[2], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1.ISIR, Osaka Univ., 2.Graduate school of Engineering, Osaka Univ.)

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

### [2N13] Platinum nanoparticle catalysts supported on ion-beam-irradiated glassy carbon

Electronic structure analysis by density functional calculation

*Kenta KAKITANI[1], Tetsuya KIMATA[1], Tetsuya YAMAKI[2], Shunnya YAMAMOTO[2], Mao WEI[1], Takayuki TERAI[1], Tomohiro KOBAYASHI[3] (1.U Tokyo, 2.QST, 3.RIKEN)

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

### [2N14] TEM imaging using femtosecond electron pulses

*Jinfeng Yang[1], Ryo Asakawa[1], Koichi Kan[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1], Katsumi Tanimura[1] (1.ISIR)

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

### [2N15] An ultra sensitive method for hard-to-measure nuclide $^{41}$Ca by Accelerator Mass Spectrometry

*Seiji Hosoya[1], Kimikazu Sasa[1], Tsutomu Takahashi[1], Tetsuya Matsunaka[1], Hiroshi Matsumura[2], Masumi Matsumura[1], Keisuke Sueki[1] (1.University of Tsukuba , 2.Radiaction Science Center, KEK)

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

### [2N16] Spectra of Gamma Ray Produced by Nuclear Reaction for The Incident Angle of The Lost α Particles on Be Wall

*Takumi Utsumiya[1], Hiroaki Nishimura[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1], Masaki Nishiura[2], Kenta Doi[3], Masashi Kisaki[4] (1.Kobe Univ., 2.Univ. of Tokyo, 3.Doshisha Univ., 4.National Institute for Fusion Science)

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

4:40 PM - 6:20 PM JST | 7:40 AM - 9:20 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [2N17-22] Medical application

Chair: Kimikazu Sasa (Univ. of Tsukuba)

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

[2N17] Measurement of magnetic fields due to eddy currents induced in a beam duct of a bending magnet of a compact synchrotron for carbon ion therapy

*Kouhei Shiobara[1], Takeo Iwai[2], Akira Goto[3], Fuyuki Tokanai[2] (1. Graduate School of Science and Engineering (Science), Yamagata University , 2.Academic Assembly, Yamagata University , 3.RIKEN)

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

[2N18] Investigation of Induced Activity in Self Shield for PET Cyclotron Facility

*Koji Oishi[1], Toshiyuki Yagishita[1], Yoshiyuki Yamaya[1], Kazuaki Kosako[2], Tomohiko Aso[3], Kanyu Ihara[3] (1.JER, 2.Institute of technology, Shimizu Corp., 3.NCC)

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

[2N19] Design study for a multiple radiation shielding for an accelerator-driven BNCT system based on $^{7}$Li(p,n)reactions by 2.8MeV protons

*Eiji Suzuki[1], Fujio Hiraga[1], Takashi Kamiyama[1], Masato Ohnuma[1] (1.Graduate School of Engineering, Hokkaido University)

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

[2N20] Development of Alumina Adsorbents for $^{99}$Mo/$^{99m}$Tc Generator
(1)Effect on Surface Properties and Crystal Structure of Alumina by Sintering Conditions

*Tomoya Kitagawa[1], Fumio Kurosaki[1], Takashi Yoneyama[1], Minoru Matsukura[1], Hitoshi Mimura[1], Yoshitaka Suzuki[2], Yoji Namekawa[2], Kunihiko Tsuchiya[2] (1.UNION SHOWA K.K., 2.JAEA)

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

[2N21] Development of Alumina Adsorbents for $^{99}$Mo/$^{99m}$Tc Generator
(2)Effect on Molybdenum Adsorption of Alumina with Different Surface Properties

*Yoshitaka Suzuki[1], Yoji Namekawa[1], Tomoya Kitagawa[2], Minoru Matsukura[2], Fumio Kurosaki[2], Kaori Nishikata[1], Yoshinori Matsui[1], Hitoshi Mimura[2], Kunihiko Tuchiya[1] (1.JAEA, 2.UNION SHOWA K.K.)

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

[2N22] $^{99m}$Tc generator system based on (γ, n)$^{99}$Mo produced by an electron linear accelerator

*Yumi Suzuki[1], Akira Tsuguchi[1], Yuki Minagawa[1], Fabio Spaziani[1], Katsuyoshi Tatenuma[1], Shun Sekimoto[2], Thutomu Ohtsuki[2] (1.KAKEN, 2.Kyoto University Reseach Reactor Institute)

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

9:35 AM - 10:55 AM JST | 12:35 AM - 1:55 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [2O01-05] monitoring at nuclear power plants, neutrino

Chair: Yosuke Iwamoto (JAEA)

9:35 AM - 9:50 AM JST | 12:35 AM - 12:50 AM UTC

### [2O01] Continuous monitoring of airborne radioactivity in Unit 1 Fukushima daiichi Nuclear Power Station

*Yutaka Suzuki[1] (1.TEPCO Holdings,Inc. Fukuichi Decontamination and Decommissioning Engineering Company Fukuichi Radiation Protection Department)

9:50 AM - 10:05 AM JST | 12:50 AM - 1:05 AM UTC

### [2O02] Rapid detection method of radioactive particles in the atmosphere

A concept and feasibility study

*Tatsuyuki Maekawa[1], Yuji Oshima[1], Tsukasa Teramura[1], Kimitoshi Tsuruoka[1], Eiichi Fujiwara[1], Ryo Ichikawa[1] (1.Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Co.,Ltd.)

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

### [2O03] Characteristic evaluation of the optical fiber type radiation monitor

*Takahiro Tadokoro[1], Shuichi Hatakeyama[1], Katsunori Ueno[1], Yuichiro Ueno[1], Shohei Wada[2], Hiroshi Fukushima[2], Mikio Koyama[2] (1.Hitachi,Ltd., Research & Development Group, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

### [2O04] Calculation of Low-energy Electron Antineutrino Spectra Emitted from Nuclear Reactors with Consideration of Fuel Burn-up

*Eka Sapta Riyana[1], Shoya Suda[1], Kenji Ishibashi[1], Hideaki Matsuuraa[1], Jun-ichi Katakura[2] (1.Dept. Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu University, Japan, 2.Dept. Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology, Japan)

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

### [2O05] Reactor Neutrino Irradiation Effects on the Electrochemical Device Using Biological Product

*Shoya SUDA[1], Kenji ISHIBASHI[1], Eka Sapta RIYANA[1], Nobuhiro SHIGYO[1], Gwan Min SUN[2], Bo-Young HAN[2] (1.Department of Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu Univ., 2.Korea Atomic Energy Research Institute)

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

10:55 AM - 12:00 PM JST | 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [2O06-09] dose measurement, energy harvesting

Chair: Shuichi Tsuda (JAEA)

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

[2O06] Underwater Measurement of Surface Dose of Co-60 Source by Using Cherenkov Radiation.

*Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Yushi Toyokura[1], Ken-ichi Okamoto[1] (1.Osaka Prefecture University)

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

[2O07] Underwater Measurement in Intensive Radiation Field Using Laser Range Finder

*Yushi Toyokura[1], Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Ken-ichi Okamoto[1] (1.Radiation Research Center, Osaka Prefecture University)

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

[2O08] Energy deposition evaluation for Ultra low energy electron beam irradiation system by using thin radiochromic film and simulated depth dose distribution.

*Shinjiro Matsui[1], Takeaki Hattori[2], Yuki Watanabe[2], Ippei Morita[2], Kazuya Inazuru[2], Masayoshi Ishikawa[2], Yoshitaka Mori[1] (1.The Graduate School for the Creation of New Photonics Industries., 2.Hamamatsu Photonics K.K.)

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

[2O09] Energy harvesting from ionizing radiation using semiconducting material

*Osamu Kawasaki[1], Tetsuya Nakamura[1] (1.JAXA)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [GM2O]「放射線工学部会」第45回全体会議

[GM2O] General Meeting

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [PL2O] Recent studies on target terminal of accelerator-driven small neutron source

Chair: Yosuke Iwamoto (JAEA)

[PL2O01] Development of target of Riken Accelerator-driven Neutron Source

*Yutaka Yamagata[1] (1.RIKEN)

[PL2O02] Generation and property of neutrons at Hokkaido University HUNS

*Kouichi Kino[1] (1.AIST)

[PL2O03] Development of neutron generation target of Nagoya University Accelerator-driven Neutron Source (NUANS)

*Akira Uritani[1] (1.Nagoya Univ.)

[PL2O04] Future Prospects of Compact Accelerator-driven Neutron Sources

*Hirohiko Shimizu[1] (1.Nagoya Univ.)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [2O10-14] Low-temperature detector, semiconductor detector

Chair: Hideo Tomita (Nagoya Univ.)

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

### [2O10] Development of robust TES microcalorimeters for gamma ray detection

*Yuki Shuto[1], Naoko Iyomoto[1], Takehiro Kuroiwa[1], Keisuke Maehata[1], Akira Takano[1], Shota Yoshimoto[1], Kazuhisa Mituda[2], Kenichiro Nagayoshi[2], Tasuku Hayashi[2], Hatuka Muramatu[2] (1.Kyushu Univ., 2.ISAS)

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

### [2O11] High-resolution Spectrometry of Transuranium Elements using the TES microcalorimeter

*Keisuke Nakamura[1], Keisuke Maeahata[2], Tetsuya Sugimoto[2], Naoko Iyomoto[2], Kenji Ishibashi[2], Yuki Morishita[1], Koji Takasaki[3], Kazuhisa Mitsuda[4] (1.JAEA NCL, 2.Kyushu Univ., 3.JAEA Oarai, 4.JAXA ISAS)

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

### [2O12] Spectroscopic Measurements of X rays and γ rays emitted from $^{237}$Np sources with using TES microcalorimeters

*Takashi Yasumune[1], Koji Takashi[1], Chikara Ito[1], Masashi Ohno[2], Tomoya Irimatsukawa[2], Hiroyuki Takahashi[2] (1.JAEA, 2.Univ. of Tokyo)

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

### [2O13] A study on application of TlBr semiconductor detectors for the reprocessing plant (IV)

*Norihisa Kimura[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Hiroki Sunaba[1,2], Seong-Yum Kim[1], Tatsuya Ito[1], Keizo Ishii[1] (1.Tohoku University., 2.Japan Nuclear Fuel Limited.)

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

### [2O14] Improvement of energy resolutions of TlBr detectors using three-dimensional interaction position information

*Hiroki Sunaba[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Norihisa Kimura[1,2], Toshiyuki Onodera[3], Tatsuya Ito[1], Seong Yun Kim[1], Keizo Ishii[1] (1.Tohoku University, 2.JNFL, 3.Tohoku Inst.Tech.)

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

4:05 PM - 5:25 PM JST | 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [2O15-19] Scintillation detctor, Gas detector

Chair: Ryoichi Taniguchi (OPU)

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

### [2O15] Development of a portable gamma-ray spectrometer using unfolding technique

*Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Akihide Shiratsuki[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1] (1.Mitsubishi Electric Corporation)

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

### [2O16] Attempt to improve performance and productivity of GPS type scintillator plate for α ray measurement

*Masaya Onishi[1], Junichi H. Kaneko[1], Shisei Nabeta[1], Mikio Higuchi[1], Yuki Morishita[2], Kenji Izaki[2], Seiichi Yamamoto[3], Hiroyuki Ishibashi[4] (1.Hokudai University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Nagoya University, 4.Hitachi Chemical)

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

### [2O17] Characterization of Neutron Energy Spectrometer with Onion-like Single Bonner Sphere Using TRUST Eu:LiCAF Scintillator

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

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

### [2O18] Scintillation property of GAGG crystals at a temperature of 77K

*Yukiko Tsuru[1], Keisuke Maehata[1], Kei Kamada[2,3], Ikuhiro Shoji[3,4], Akira Yoshikawa[2,3,4] (1.Kyushu Univ, 2.New Industry Creation Hatchery Center , Tohoku Univ, 3.C&A corp, 4.Institute for Material Research , Tohoku Univ)

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

### [2O19] Characterization of a double-grid-type MSGC with two-dimensional readout using LCD technology

*Xuan Lian[1], Yuki Mitsuya[1], Hiroaki Miyoshi[2], Kenji Shimazoe[3], Hiroyuki Takahashi[1] (1.Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo,, 2.Sharp Co. Ltd., 3.Bioengineering, School of Engineering, The University of tokyo)

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

5:25 PM - 6:30 PM JST | 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [2O20-23] Laser spectroscopy

Chair: Tatsuyuki Maekawa (Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Corp.)

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

### [2O20] Development of laser cooling and analysis on Sr isotope ions (3)

*Kyunghun Jung[1], Yoshihiro Iwata[1], Kazuhiro Yamamoto[1], Ikuo Wakaida[2], Masabumi Miyabe[2], Shuichi Hasegawa^[1] (1.The University of Tokyo, 2.Japan Atomic Energy Agency)

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

### [2O21] Development of resonance ionization mass spectrometry of Sr isotopes (4)

*Masabumi Miyabe[1], Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1], Yoshihiro IWATA[2], Kyunghun JUNG[2], Shuichi Hasegawa[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Tokyo)

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

### [2O22] Development of High Resolution Resonance Ionization Spectroscopy for Radioactive Zr Isotopes

*Daiki Matsui[1,2], Vincent Degner[1,3], Atsuishi Nakamura[1], Kosuke Saito[1], Mikael Reponen[2], Volker Sonnenschein[1,2], Hideki Tomita[1,2], Tetsuo Iguchi[1], Tetsuo Sakamoto[4], Tetsu Sonoda[2] (1.Nagoya Univ., 2.RIKEN Nishina Center, 3.Johannes Gutenberg-University Mainz, 4.Kogakuin University)

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

### [2O23] Development of radioactive carbon isotope analysis system based on cavity ring-down laser spectroscopy

*Hideki Tomita[1], Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnenschein[1], Noriyoshi Hayashi[1], Atsushi Sato[2], Tetsuo Iguchi[1], Jin Lei[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Toshinari Oh-hara[2] (1.Nagoya Univ., 2.Sekisui Medical Co., Ltd.)

# Fri. Sep 9, 2016

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

9:30 AM - 10:55 AM JST | 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [3B01-05] Physical properties of molten core materials

Chair: Takeshi Sonoda (CRIEPI)

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

[3B01] Physical properties of molten core materials

(1)Outline of study and methodology

*Shinsuke Yamanaka[1], Yuji Ohishi [1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] (1.Osaka University)

---

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

[3B02] Physical properties of molten core materials

(2)Viscosity and density of $Al_2O_3$-ZrO2 Molten Materials Measured by Aerodynamic Levitation

*Yuji Ohishi[1], Florian Kargl[2], Fumihiro Nakamori[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1.Osaka University, 2.German Aerospace Center (DLR e. V.), 3.University of Fukui)

---

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

[3B03] Physical properties of molten core materials

(3)Density of Fe-B Molten Materials Measured by Electromagnetic Levitation

*Fumihiro Nakamori[1], Jürgen Brillo[2], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1.Osaka University, 2.German Aerospace Center, 3.University of Fukui)

---

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

[3B04] Physical properties of molten core materials

(4)Thermophysical properties of Zr-O liquid alloys measured by electrostatic levitation

*Toshiki Kondo[1], Yuji Ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Junpei Okada[2], Takehiko Ishikawa[3], Yuki Watanabe[4], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,5] (1.Graduate school of engineering, Osaka univ., 2.Institute of material research, Tohoku univ., 3.JAXA, 4.Advanced Engineering Services, 5.Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

---

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

[3B05] Physical properties of molten core materials

(5)Thermal conductivity of Zr-Fe liquid alloys

*Yoshitaka Daijo[1], Yuji Ohishi[1], Toshiki Kondo[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,2] (1.Osaka Univ., 2.Univ. of Fukui)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

10:55 AM - 12:00 PM JST | 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [3B06-09] MA fuel

Chair: Shinji Sasaki (JAEA)

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

### [3B06] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

(4)Outline and main results

*Kosuke Tanaka[1], Takayuki Seki[1], Hiroshi Oka[1], Tetsushi Matsuda[2], Hiroaki Muta[3], Ken Sekioka[4], Daishiro Tokoro[4] (1.JAEA, 2.JFCC, 3.Osaka University, 4.IDC)

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

### [3B07] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

(5)Analysis of densification process using numerical simulation of sintering

*Tetsushi Matsuda[1], Hiroaki Muta[2], Kosuke Tanaka[3] (1.Japan Fine Ceramics Center, 2.Osaka University, 3.Japan Atomic Energy Agency)

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

### [3B08] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

(6)Evaluation of fuel properties for simulated MA containing oxide fuel

*Hiroaki Muta[1], Naoki Kato[1], Kosuke Tanaka[2], Tetsushi Matsuda[3], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,4] (1.Osaka University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Japan Fine Ceramics Center, 4.University of Fukui)

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

### [3B09] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

(7)Estimation of fuel properties for large amount of simulated MA containing oxide fuel

*Naoki Kato[1], Hiroaki Muta[1], Kosuke Tanaka[2], Tetsushi Matsuda[3], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,4] (1.Osaka University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Japan Fine Ceramics Center, 4.University of Fukui)

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Fuel Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [PL3B] Roadmaps of LWR Fuel-Related Issues for Safety Enhancement

Chair: Hiroaki Abe (Tokyo Univ.)

### [PL3B01] Improvement and Advancement of Fuel Reliability

*Mutsumi Hirai[1] (1.NFD)

### [PL3B02] Improvement in Reactor Physics and Thermal Hydraulics Methodologies for Reactor Core Design Evaluations

*Shigeaki Aoki[1] (1.MNF)

### [PL3B03] Development of Accident-Tolerant Fuels

*Tatsuya Hinoki[1] (1.Kyoto Univ.)

### [PL3B04] Interfaces of Roadmaps for Fuel Safety Enhancement

*Takeshi Makigami[1] (1.TEPCO HD)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [3B10-12] Molten fuel, FP behavior

Chair: Kosuke Tanaka (JAEA)

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

### [3B10] Leaching tests of TMI-2 debri samples and LWR spent fuels

Release behavior of nuclides under pure-water, boric acid water, and sea water (Part 1)

*Takeshi Sonoda[1], Kenta Inagaki[1], Takanari Ogata[1], Daniel Serrano-Purroy[2], Jean-Paul Glatz[2], Vincenzo Rondinella[2] (1.CRIEPI, 2.ITU)

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

### [3B11] Synthesis of $CeO_2$ based simulated fuel containing CsI to evaluate the release behavior of Cs and I

*Yuki Takamatsu[1], Ken Kurosaki[1,2], Hiroto Ishii[1], Masahiko Osaka[3], Kunihisa Nakajima[3], Shuhei Miwa[3], Fidelma Giulia Di Lemma[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Shinsuke Yamanaka[1,4] (1.Osaka Univ., 2.JST PREST, 3.Japan Atomic Energy Agency, 4.Univ. of Fukui)

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

### [3B12] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

(4)Effect of solid surface morphology on melting behavior of CsI

*Hiroto Ishii[1], Ken Kurosaki[1,2], Yukihiro Murakami[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[3], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1.Osaka Univ., 2.JST PRESTO, 3.Univ. of Fukui)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

3:35 PM - 5:00 PM JST | 6:35 AM - 8:00 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [3B13-17] Liquid fuel, MOX fuel

Chair: Hiroaki Muta (Osaka Univ.)

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

### [3B13] Game Changing Potential of Liquid Fuel in Nuclear Industry

*Moto yasu Kinoshita[1,2], Fumihiro Chiba[2], Takashi Watanabe[2,3], Tsuyoshi Iwashita[4], Kazuro Furukawa[5], Masaaki Furukawa[2] (1.Univ. of Tokyo, 2.TTS inc, 3.NIFS, 4.ES Technology, 5.KEK)

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

### [3B14] Realization of Liquid Nuclear Fuel in Halden Reactor; Irradiation Rig Performance

*Takashi Watanabe[1], Motoyasu Kinoshita[1,2], Fumihiro Chiba[1], Tsuyoshi Iwashita[3], Kazuro Furukawa[1,4], Masaaki Furukawa[1], Hartmann Christian[5], Karlsen Jon-Martin[5], Beere William[5], Hansen Jorn-Harald[5] (1.Thorium Tech Solution inc., 2.U.Tokyo, 3.ESTEX, 4.KEK, 5.IFE)

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

### [3B15] Effect of atmosphere on sintering behavior of $(U,Ce)O_2$

*Shinya Nakamichi[1], Shun Hirooka[1], Masato Kato[1], Takeo Sunaoshi[2], Andrew Nelson[3], Kenneth McClellan[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection Development Company Ltd, 3.Los Alamos National Laboratory)

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

### [3B16] Oxygen potential representation of $(U,Pu)O_2$

*Masato Kato[1], Masashi Watanabe[1], Hiroki Kato[1], Masahiko Machida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

### [3B17] Restructuring behavior of annular irradiated fuel

*Shinji Sasaki[1], Misaki Isozaki[2], Akihiro Ishimi[1], Koji Maeda[3] (1.Fuels Monitoring Section, Fukushima Fuels and Materials Department, Oarai R&D Center, JAEA , 2.Alfa-Gamma Section, Fukushima Fuels and Materials Department, Oarai R&D Center, JAEA , 3.Materials Monitoring Section, Fukushima Fuels and Materials Department, Oarai R&D Center, JAEA)

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

9:30 AM - 10:20 AM JST | 12:30 AM - 1:20 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [3C01-03] Long-term integrity of the fuel assembly

Chair: Ryuji Nagaishi (JAEA)

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

[3C01] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

(1)Overview of Project Plan and summary of FY2015 results

*Toru Higuchi[1], Shinichi Ishioka[1], Shigeaki Tanaka[2], Yasuo Morishima[2], Fumiyoshi Ueno[3], Koji Maeda[3] (1.HGNE, 2.Toshiba, 3.JAEA)

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

[3C02] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

(2)Integrity of fuels in dry storage

*Shinichi Ishioka[1], TORU HIGUCHI [1], JUNJI MATSUNAGA[2], MASAKI AOMI[2] (1.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2.Global Nuclear Fuel-Japan Co., Ltd.)

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

[3C03] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

(3)Investigation of chloride ion transport phenomenon across the screw-gap between Zircaloy upper plug and stainless nut immersed in dilute artificial seawater containing 36Cl ion

*Yoshihiro Sekio[1,2], Koji Maeda[1,2], Ichiro Yamagata[1,2], Fumiyoshi Ueno[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency)

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

10:20 AM - 11:10 AM JST | 1:20 AM - 2:10 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [3C04-06] Radiolysis

Chair: Takumi Terachi (INSS)

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

[3C04] Experimental Evaluation of Primary Yields of Water Radiolysis in Seawater and its Concentrated Systems

*Ryuji Nagaishi[1,2], Takafumi Kondoh[2], Masao Gohdo[2], Yoichi Yoshida[2], Masao Inoue[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Osaka University)

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

[3C05] Picosecond pulse radiolysis study on electron solvation process in n-propanol at high temperature

*Yusa Muroya[1], Tetsuro Yoshida[1], Wataru Kanamori[1], Yosuke Katsumura[2,3], Shinichi Yamashita[3], Takahiro Kozawa[1] (1.Osaka Univ., 2.Japan Radioisotope Association, 3.Univ. of Tokyo)

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

[3C06] A Large-Scale Demonstration Facility for Light-Water Detritiation

*Nicephore Bonnet[1], David Carlson[1] (1.Kurion)

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

11:10 AM - 12:15 PM JST | 2:10 AM - 3:15 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [3C07-10] Mitigation of corrosive environment/Dose rate reduction

Chair: Yusa Muroya (Osaka Univ.)

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

[3C07] Development of dose rate reduction technology for improving LWR utilization

(1)Results of Co-60 deposition test under simulated NWC and HWC conditions

*Hideyuki Hosokawa[1], Toshimasa Ohashi[1], Mizuho Tsuyuki[2], Naoshi Usui[2], Hiromitsu Inagaki[3] (1.Hitachi, Ltd., Research & Development Group, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Chubu Electric Power Co., Inc.)

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

[3C08] Deposition state of platinum after platinum oxide nanoparticle addition and subsequent oxide film change

*Kazushige Ishida[1], Yoichi Wada[1], Masahiko Tachibana[1], Nobuyuki Ota[2] (1.Hitachi, Ltd., Research & Development Group, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[3C09] Development of Dissolved Hydrogen Concentration Control Device

*Akira Tsuguchi[1], Mutsumi Nakamura[1], Hiroko Nakano[2], Kunihiko Tsuchiya[2] (1.Kaken Inc., 2.Japan Atomic Energy Agency)

11:55 AM - 12:10 PM JST | 2:55 AM - 3:10 AM UTC

[3C10] PWSCC mechanistic study of Alloy 690 using SSRT tests

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

Planning Lecture | Technical division and Network：Water Chemistry Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [PL3C] Present status and future work of Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Junichi TAKAGI (TOSHIBA Corp.)

[PL3C01] The situation of contaminated water measures

*Hiroya SHIRAKI[1] (1.TEPCO HD)

[PL3C02] Current situation of subdrain treatment process

*Shunsuke MIYAKE[1] (1.Hitachi-GE)

[PL3C03] Influence Assessment of Inhibitors in RPV/PCV for Multiple Radio-nuclides Removal System

*Naoki TAJIMA[1,2] (1.IRID, 2.TOSHIBA Corp.)

[PL3C04] R&D on Treatment and Disposal of Radioactive Waste resulting from Accident at Fukushima Daiichi NPS

*Yasuaki MIYAMOTO[1,2] (1.IRID, 2.JAEA)

[PL3C05] Characteristics study on fuel debris

*Masahide TAKANO[1,2] (1.IRID, 2.JAEA)

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

10:40 AM - 12:00 PM JST | 1:40 AM - 3:00 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [3D01-05] property/corrosion of radioactive waste

Chair: Tomofumi Sakuragi (RWMC)

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

[3D01] High sensitivity analysis of the long half-life nuclides for the radioactivity evaluation of re-processing waste

High sensitive analysis of Cl-36, I-129 by Accelerator Mass Spectrometer (AMS)

*Toshitaka Imamura[1], Kenichiro Kino[1], Akira Sakashita[2], Hiroshi Noda[3], Hiroyuki Matsuzaki[4] (1.Nucler Deveropment Corporation, 2.Mitsubishi Heavy Industories,LTD, 3.Japan Nucler Fuel Limited, 4.The University of Tokyo)

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

[3D02] Estimation of source term for spent fuel disposal

(1)海外における瞬時放出パラメータの調査および国内向けパラメータの検討

*Masanobu Nagata[1], Akira Kitamura[1], Yukio Tachi[1], Kunihiko Akahori[2], Takahiro Chikazawa[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Mitsubishi materials)

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

[3D03] Estimation of source term for spent fuel disposal

(2)Effect of carbonate concentration on dissolution rate of $UO_2$ and spent fuel – A review

*Akira Kitamura[1], Kuniaki Akahori[2] (1.JAEA, 2.Mitsubishi Materials Co.)

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

[3D04] Effects of Environmental Mg on Corrosion Behavior of International Reference HLW Glass: ISG

*Tsubasa Hirano[1], Yaohiro Inagaki[1], Ryo Matsumoto[1], Kazuya Idemitsu[1], Tatsumi Arima[1] (1.Kyushu University)

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

[3D05] Study on chemical form of carbon released from stainless steel under sub-surface disposal conditions

*Ryo Nakabayashi[1], Tomonari Fujita[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [GM3D] 「原子力青年ネットワーク連絡会」第21回全体会議

[GM3D] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Young Generation Network (YGN)

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [PL3D] Rethinking Nuclear Governance Beyond Confrontational Views on "Central-Local" Relations

Chair: Kenta Horio (YGN, Univ. of Tokyo)

[PL3D01] Allocation of Nuclear Administration Authorities between the National and Local Governments

*Akinori Shimizu[1] (1.Fukushima Univ.)

[PL3D02] Local Autonomy in the Nuclear Power Plant Location Area

*Takeshi Inoue[1] (1.Fukui Pref. Univ.)

[PL3D03] Questions from Young Professionals

*Shin-etsu Sugawara[1,2] (1.CRIEPI, 2.YGN)

[PL3D04] Panel Discussion

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

9:40 AM - 12:00 PM JST | 12:40 AM - 3:00 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [3E01-09] Characterization of Fuel Debris

Chair: Yoshinao Kobayashi (Tokyo Tech)

9:40 AM - 9:55 AM JST | 12:40 AM - 12:55 AM UTC

[3E01] Characterization of Fuel Debris (28'A)

(1)Outline of the Project

*HIDEKI OGINO[1], KIMIHIKO YANO[1], MASAHIDE TAKANO[1], TADAHIRO WASHIYA[1], YASUAKI MIYAMOTO[1], SHOHEI KAWANO[2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Japan Atomic Energy Agency), 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Toshiba Corporation))

---

9:55 AM - 10:10 AM JST | 12:55 AM - 1:10 AM UTC

[3E02] Characterization of Fuel Debris (28'A)

(2)Mechanical properties of Zr(O)

*Takanori Hoshino[1,2], Nobuo Okamura[1,2], Masayuki Watanabe[1,2], Kenji Koizumi[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency)

---

10:10 AM - 10:25 AM JST | 1:10 AM - 1:25 AM UTC

[3E03] Characterization of Fuel Debris (28'A)

(3)Influence of Minor Additives on the Phase Relationships of (U,Zr)$O_2$ Simulated Fuel Debris

*Masahide Takano[1,2], Atsushi Onozawa[1,2], Ayako Sudo[1,2] (1.JAEA, 2.IRID)

---

10:25 AM - 10:40 AM JST | 1:25 AM - 1:40 AM UTC

[3E04] Characterization of Fuel Debris (28'A)

(4)Characterization of simulated MCCI products by light-concentrating heating

*Ayako Sudo[1,2], Masahide Takano[1,2], Atsushi Onozawa[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

---

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

[3E05] Characterization of Fuel Debris (28'A)

(5)Phase and microstructure of large scale MCCI test product

*Toru Kitagaki[1], Hirotomo Ikeuchi[1], Kimihiko Yano[1], Hideki Ogino[1], Laurent Brissonneau[2], Brigitte Tormos[2], Pascal Piluso[2] (1.IRID/JAEA, 2.CEA)

---

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

[3E06] Characterization of Fuel debris (28'A)

(6)Large-scale simulated debris examination using $UO_2$ at NNC Kazakhstan

*Shohei Kawano[1], Takahiro Hayashi[1], Yuya Takahashi[1], Masaki Asano[1], Naomitsu Toyohara[1] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Toshiba Corp.))

---

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

[3E07] Characterization of Fuel Debris (28'A)

(7)High-temperature behavior of fuel debris and stainless steel

*Yuya Takahashi[1], Shohei Kawano[1], Takahiro Hayashi[1], Yasuo Morishima[1], Masumitsu Toyohara[1] (1.IRID(Toshiba))

---

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

[3E08] Characterization of Fuel Debris (28A')

(8)Evaluation of Water Content and Drying Characterization for Fuel Debris

*Seiya Suzuki[1,2], Akira Nakayoshi[1,2], Nobuo Okamura[1,2], Masayuki Watanabe[1,2], Kenji Koizumi[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency)

---

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

[3E09] Characterization of Fuel Debris (28'A)

(9)Oxidation behavior of simulated fuel debris

*Masahiro Nishina[1], Shun Hirooka[1], Kyoichi Morimoto[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

Planning Lecture | Board and Committee：福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

12:30 PM - 2:30 PM JST | 3:30 AM - 5:30 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [PL3E] Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP Aiming at Safe and Smooth Implementation of Decommissioning

Chair: Koji OKAMOTO (Univ. of Tokyo)

[PL3E01] Summary of Recent Activities

*Hiroshi MIYANO[1,2] (1., 2.Hosei Univ.)

---

[PL3E02] Decommissioning of Fukushima-daiichi NPS: Current Status and the Strategic Plan

*Toshihiko FUKUDA[1] (1.NDF)

---

[PL3E03] Overview of IRID R&D Project

*Atsufumi YOSHIZAWA[1] (1.IRID)

---

[PL3E04] Risk Appraisal and Management

*Akira YAMAGUCHI[1] (1.Univ. of Tokyo)

---

[PL3E05] Analysis on Radioactive Waste Management Scenarios

*Satoshi YANAGIHARA[1] (1.Univ. of Fukui)

---

[PL3E06] Activity of Subcommittee on Follow-up of Unresolved Issues of the Accident and Proposals from AESJ

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

---

[PL3E07] Activity of Subcommittee on Structural Performance of Reactor Building

*Katsuki TAKIGUCHI[1] (1.Professor Emeritus at Tokyo Tech)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

2:45 PM - 4:50 PM JST | 5:45 AM - 7:50 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [3E10-17] Dcommissioning technologies for Fukushima accident

Chair: Masahide Takano (JAEA)

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

### [3E10] Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident

Part 1 Strength of concrete subjected to heating and water exposure

Hiroshi Masaki[1], Norihiko Tanaka[1], Yoshiyuki Kawaharada[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2], Osamu Kontani[3], *Shunsuke Ishikawa[3], Keishi Kawasumi[3] (1.Toshiba Corporation, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Kajima Corporation)

---

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

### [3E11] Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident

Part 2 Structural experiment of scale model after heating and water exposure

Hiroshi Masaki[1], Norihiko Tanaka[1], Yoshiyuki Kawaharada[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2], Osamu Kontani[3], *Takashi Okayasu[3], Shunsuke Ishikawa[3], Keishi Kawasumi[3] (1.Toshiba Corporation, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Kajima Corporation)

---

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

### [3E12] Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident

Part 3 Simulation analysis for Structural experiment of scale model

Yasuo Hijioka[1], Hiroshi Masaki[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2], Osamu Kontani[3], Shunsuke Ishikawa[3], *Keishi Kawasumi[3] (1.Toshiba Corporation, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Kajima Corporation)

---

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

### [3E13] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(1)Outline of experiment (overview, mixing test for mix propotion of concrete and first concrete placing)

*Hiroshi Masaki[1], Yuji Murakami[2], Toshiaki Wakui[2], Hisashi Imai[2], Sumiyuki Sawada[2], Toshinori Dekura[1] (1.TOSHIBA CORPORATION, 2.HAZAMA ANDO CORPORATION)

---

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

### [3E14] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(2)Investigation of concrete mix propotion for washout-resistant concrete

*Yuji Murakami[1], Sumiyuki Sawada[1], Hisashi Imai[1], Toshiaki Wakui[1], Ryo Yamashita[1], Hiroshi Masaki[2], Shigeyoshi Nagataki[3] (1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION, 3.Professor Emeritus, Tokyo Institute of Technology)

---

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

### [3E15] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(3)Irradiation test for washout-resistant concrete

*Sumiyuki Sawada[1], Kiyoshi Amemiya[1], Hisashi Imai[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Hiroshi Masaki[2] (1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION)

---

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

### [3E16] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(4)Validation test for long distance fluidity of washout-resistant concrete and flow analysis

*Ryo Yamashita[1], Toshiaki Wakui[1], Yuji Murakami[1], Hisashi Imai[1], Sumiyuki Sawada[1], Hiroshi Masaki[2] (1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION)

---

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

### [3E17] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(5)Sealing Experiment of φ50mm hole modeling damaged part on S/C shell

*Hisashi Imai[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Sumiyuki Sawada[1], Hiroshi Masaki[2] (1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION)

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

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [3F01-05] Nuclide separation and recovery 1

Chair: Keita Irisawa (JAEA)

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

### [3F01] Development of Separation Process of High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids

(5)Selective Extraction of Molybdenum (VI) and Zirconium (IV) from Nitric Acid Solution using Oxime Type Extractant

*tadayuki takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1.Tohoku Univ., 2.Japan Nuclear Fuel Limited)

---

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

### [3F02] Selective Separation of Platinum Group Metals and Molybdenum from High-level Liquid Waste

*Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1], Nobumichi Nagano[1], Keitaro Hitomi[1] (1.Dept. of Quant. Sci. and Energy Eng., Grad. Sch. of Eng., Tohoku Univ.)

---

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

### [3F03] Development of High Selective Separation Method of Heat-generating Element from High-Level Liquid Waste

(2)Adsorption and Separation Properties using DtBuCH18C6 with Ionic Liquid Impregnated Silica Adsorbent

*Tatsuya Kudo[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1.Tohoku University, 2.Japan Nuclear Fuel Limited)

---

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

### [3F04] Solvent extraction and separation of Se, Zr, Pd, and Cs having long lived radionuclides

*Yuji Sasaki[1], Keisuke Morita[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Toshiba corporation)

---

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

### [3F05] Evaluation in adsorption-elution behavior of the adsorbent with different wettability

*Kohei Nagoshi[1], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuchi[3], Mutsumi Sato[4], Hiroshi Oikawa[4] (1.Shibaura Institute Of Technology, Graduate School, 2.Shibaura Institute Of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency, 4.GL Sciences)

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

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [3F06-09] Secondary aqueous waste treatment 1

Chair: Yoshiharu Sakamura (CRIEPI)

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

[3F06] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(1)Synthesis and evaluation of simulated wastes

*Takumi Taniguchi[1], Keita Irisawa[1,2], Yuzuru Ito[1], Masahiro Namiki[1], Takeshi Ohsugi[1], Katsufumi Hashimoto[3], Isamu Kudo[4], Tetsuro Sakakibara[1], Osamu Nakazawa[1], Yoshihiro Meguro[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Sheffield, 3.Kyoto University, 4.ADVAN ENG.co., ltd.)

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

[3F07] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(2)Roles of phosphate on mineral formation of calcium aluminate cement

*Kieta Irisawa[1,2], Ines Garcia-Lodeiro[2], Takeshi Ohsugi[1], Osamu Nakazawa[1], Yoshihiro Meguro[1], Hajime Kinoshita[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Sheffield)

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

[3F08] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(3)Effects of phosphates on calcium aluminate cement under hydrothermal conditions

Maria Ines Garcia-Lodeiro[1], Yuan Gao[1], Mehul Chavda[1], Keita Irisawa[1,2], Yoshihiro Meguro[2], *Hajime Kinoshita[1] (1.The University of Sheffield, 2.Japan Atomic Energy Agency)

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

[3F09] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(4)Heat-treatment of phosphate modified calcium aluminate cement under open system

*Maria Ines Garcia Lodeiro[1], Feiyang Jin[1], Keita Irisawa[2,1], Yoshihiro Meguro[2], Hajime Kinoshita[1] (1.University of Sheffield, 2.Japan Atomic Energy Agency)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [GM3F] 「バックエンド部会」第45回全体会議

[GM3F] General Meeting

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [PL3F] How durable is HLW glass ? Current understandings of HLW glass performance in geological disposal

Chair: Gento Kamei (JAEA)

[PL3F01] In an aspect of performance assessment

*Toshiaki Ohe[1] (1.Tokai Univ.)

---

[PL3F02] Current international studies

*Yaohiro Inagaki[1] (1.Kyushu Univ.)

---

[PL3F03] In an aspect of scientific fundamentals

*Takahiro Okubo[1] (1.Chiba Univ.)

---

[PL3F04] In an aspect of computational modeling and simulation

*Tamotsu Chiba[1] (1.JGC)

---

[PL3F05] Current Japanese studies and future plan

*Sei-ichiro Mitsui[1] (1.JAEA)

---

[PL3F06] Discussion

Chair: Katsuhiko Ishiguro[1] (1.NUMO)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [3F10-13] Secondary aqeous waste treatment 2

Chair: Hajime Kinoshita (Univ. of Sheffield)

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

[3F10] Release Behavior of Cesium and Hydrogen Cyanide from Ferrocyanide Compounds with Heating

*Shinsuke Tashiro[1,2], Ryuichi Saito[1,2], Isao Yamagishi[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Osamu Nakazawa[1,2] (1.IRID, 2.JAEA)

---

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

[3F11] Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment

(1)Overview of the wastes and the sintering technology

*Junya Sato[1,2], Shinji Suzuki[1,2], Jun Kato[1,2], Tetsuro Sakakibara[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Fumio Kurosaki[3], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3], Kouichi Mori[4] (1.IRID, 2.JAEA, 3.UNION SHOWA K.K., 4.Kurita Water Industries Ltd.)

---

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

[3F12] Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment

(2)Evaluation of the pelletized and the sintered products

*Fumio Kurosaki[1], Hiroshi Ueda[1], Takashi Yoneyama[1], Minoru Matsukura[1], Hitoshi Mimura[1], Junya Sato[2,3], Osanu Nakazawa[2,3], Yoshihiro Meguro[2,3], Kouichi Mori[4], Hideyuki Komori[4] (1.UNION SHOWA K. K., 2.JAEA, 3.IRID, 4.Kurita Water Industries Ltd.)

---

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

[3F13] Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment

(3)Leach test of sintered pellets

Junya Sato[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Koichi Mori[3], *Hideyuki Komori[3], Katsunobu Kitami[3], Hirotsugu Ueda[4], Fumio Kurosaki[4], Minoru Matsukura[4], hitoshi mimura[4] (1.IRID, 2.JAEA, 3.Kurita Water Industries.Ltd., 4.UNION SHOWA K.K.)

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

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [3F14-17] Nuclide separation and recovery 2

Chair: Yuji Sasaki (JAEA)

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

[3F14] A study on the recovery of selenium from molten chloride salts

*Yoshiharu Sakamura[1], Tsuyoshi Murakami[1], Koichi Uozumi[1] (1.CRIEPI)

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

[3F15] Basic study of the development of adsorptive separation technique for nuclear species from reactor core cooling water using the silica-supported amphoteric ion exchanger

*Ryo Komada[1], Yuki Yabe[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Junji Kojima[3] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency)

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

[3F16] Computational study on the separation mechanism of Am from Eu by DGA and NTA extraction reagents

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

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

[3F17] Study on Separation Behavior of Strontium and Yttrium Using HDEHP-Impregnated Adsorbents(2)

*Tomonari Tamura[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1.Department of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University, 2.J-TECH LTD)

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

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [3G01-04] Safety Evaluation on LWR 3

Chair: Yoshihiro Kojima (TOSHIBA CORPORATION)

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

[3G01] Development of Tool for Containment Vent Timing using MAAP Database
(1)Development of Tool

*Hidetaka Imai[1], Takashi Takiguchi[1], Ryousuke Katayose[1], Daisuke Fujiwara[2], Hiroshi Kawai[2] (1.TEPCO HOLDINGS, 2.TepcoSystems)

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

[3G02] Development of Tool for Containment Vent Timing Prediction using MAAP Database
(2)Verification & Valication of Tool

*Daisuke Fujiwara[1], Hidetaka Imai[2], Takashi Takiguchi[2], Ryosuke Katayose[2], Hiroshi Kawai[1] (1.TEPCO SYSTEMS, 2.TEPCO Holdings)

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

[3G03] Development and use of core damage pre-determination tool in case of low-pressure water injection during accident

*ryosuke katayose[1], Hidetaka Imai[1], Yasuo Ishizaki[1] (1.Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

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

[3G04] Development of the guideline of Japan version Safety Assessment Report (JSAR)

*Yuichi Shimada[1], Satoshi Kurata[1], Katsuyuki Kumasaka[1], Masayuki Tabata[1], Koichi Mizuno[1], Yukio Furutani[1], Kenichi Yasuda[4], Mitsuhiro Kano[3], Kazutoshi Eto[5], Hirohide Oikawa[2] (1.Japan Nuclear Safety Institute , 2.Toshiba, 3.MHI, 4.Hitachi-GE, 5.Kyushu Electric Power Company)

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

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [3G05-09] Earthquake Resistant Technology 1

Chair: Takenori Hida (Univ. of Tokyo)

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

### [3G05] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(1)Overview

*Katsumi Ebisawa[1], Hiroyuki Yamada[1], Ryusuke Haraguchi[2], Kazuhiko Kikuchi[3] (1.CRIEPI, 2.MHI, 3.YONDEN)

---

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

### [3G06] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(2)Improvement of input seismic motion response factor and building response factor

*Hiroyuki Yamada[1], Katsumi Ebisawa[1], Takeshi Ugata[2], Ryusuke Haraguchi[3], Kazuhiko Kikuchi[4], Kohei Tanaka[5], Tsuyoshi takada[6] (1.CRIEPI, 2.TAISEI, 3.MHI, 4.YONDEN, 5.RTRI, 6.The Univ. of Tokyo)

---

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

### [3G07] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

Confirmation of feasibility of systematization on component fragility evaluation

*Tetsuhiro Gou[1], Ryusuke Haraguchi[1], Kazuhiko Kikuchi[2], Hiroyuki Yamada[3], Katsumi Ebisawa[3] (1.MHI, 2.YONDEN, 3.CRIEPI)

---

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

### [3G08] Advancement of Seismic Evaluation Method Considering three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core

(1)Considering Influence on the Horizontal Support Condition Caused by a Big Earthquake

*Akihisa Iwasaki[1], Masatsugu Monde[1], Iwao Ikarimoto[1], Shinichiro Matsubara[1] (1.Mitsubishi heavy industries, LTD.)

---

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

### [3G09] Advancement of Seismic Evaluation Method Considering three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core

(2)Considering Deformation due to Irradiation and Heat

Akihisa Iwasaki[1], Masatsugu Monde[1], *Shinichiro MATSUBARA[1], Iwao Ikarimoto[1] (1.MHI)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [3G10-13] Earthquake Resistant Technology 2

Chair: Katsumi Ebisawa (CRIEPI)

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

[3G10] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 3: Analytical model of seismic isolated structure

*Keisuke Minagawa[1], Satoshi Fujita[2], Osamu Furuya[2], Tsuyoshi Takada[3] (1.Saitama Institute of Technology, 2.Tokyo Denki University, 3.The University of Tokyo)

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

[3G11] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 4: Cliff Edge Assessment Model of Systems and Components for Nuclear Power Plant

*Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Tsuyoshi Takada[2], Tatsuya Itoi[2] (1.Tokyo City University, 2.The University of Tokyo)

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

[3G12] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 5: Investigation of seismic behavior of human

*Takenori Hida[1], Tsuyoshi Takada[1], Tatsuya Itoi[1] (1.The University of Tokyo)

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

[3G13] Application concept of margin analysis utilizing accident sequences for fault displacement

*Masanobu Kmiya[1], Syuuji Kanaida[1], Kouichi Kamiya[1], Tsutomu Ogawa[1] (1.The Japan Atomic Power Company)

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

3:50 PM - 4:40 PM JST | 6:50 AM - 7:40 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [3G14-16] Earthquake Resistant Technology 3

Chair: Keisuke Minagawa (Saitama Inst. of Tech.)

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

[3G14] Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant

(1)A Fragility Evaluation for Seismic Isolation System Applied to NPPs

*Takahide Akimoto[1], Shin-ich Yoshida[1], Yoshitaka Takeuchi[1], Yasuo Okochi[2], Shinji Kosugi[3], Kunihiko Sato[4], Hideo Hirai[5] (1.Obayashi Corporation., 2.Chubu Electric Power Co., Inc., 3.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 5.Toshiba Corporation)

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

[3G15] Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant

(2)A Fragility Evaluation for Crossover Piping System

*SHUNSUKE FUKUSHIMA[1], Masakazu JIMBO[1], Akihito OTANI[2], Tetsuo IMAOKA[4], Kunihiko SATO[3], Ryusuke HARAGUCHI[3], Shigenobu ONISHI[5], Yutaka Suzuki[6] (1.Toshiba Corporation, 2.IHI Corporation, 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd, 4.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd, 5.Chubu Electric Power Co., Inc., 6.MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd)

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

[3G16] Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant

(3)Seismic PRA for the Seismic Isolated Nuclear Power Plants

*Ryusuke Haraguchi[1], Shigenobu Onishi[2], Masakazu Jimbo[3], Tetsuo Imaoka[4] (1.Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2.Chubu Electric Power Co. Inc., 3.Toshiba Corporation, 4.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [3H01-05] Risk Evaluation on Reprocessing Plant 2

Chair: Mitsuhiro Takanashi (NRA)

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

### [3H01] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(4)Hydrogen explosion experiment of simulated small annular vessel

*Takashi Kobayashi[1], Takeshi Mikami[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yosikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited)

---

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

### [3H02] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(5)Combustion analysis and structural analysis of simulated small annular vessel

*Wenbin Dai[1], Yoshinori Hirashima[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited)

---

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

### [3H03] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(6)Hydrogen explosion experiment of simulated small plate vessel

*Takeshi Mikami[1], Takashi Kobayashi[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited Corporation)

---

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

### [3H04] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(7)Combustion analysis and structural analysis of simulated small plate vessel

*Yoshinori Hirashima[1], Wenbin Dai[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited)

---

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

### [3H05] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(8)Comparison with numerical analysis and experiment of small scale vessels

*Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Ootake[1], Tatsuya Kudou[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1.Japan Nuclear Fuel Limited, 2.Mitsubishi Material Corporation)

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

10:50 AM - 12:00 PM JST | 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [3H06-09] Development of Test Facility and Technology

Chair: Kenji Kamiyama (JAEA)

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

[3H06] Development of plasma heating technology for simulation of LWR severe accident behavior

(1)Objectives and JFY2014 Outcomes

*Ikken Sato[1], Yuta Abe[1], Toshio Nakagiri[1], Yuji Nagae[1], Akihiro Ishimi[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

[3H07] Development of plasma heating technology for simulation of LWR severe accident behavior

(2)JFY2015 Outcomes and summary

*Yuta Abe[1], Ikken Sato[1], Toshio Nakagiri[1], Yuji Nagae[1], Akihiro Ishimi[1] (1.JAEA)

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

[3H08] Development of evaluation system for viscosity coefficient and surface tension with laser-induced capillary wave

Toward analyzing fluid properties of molten fuel

*Masanari Kuroiwa[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] (1.Kyushu University Faculty of Engineering)

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

[3H09] Development of fuel degradation and relocation test equipment under severe accident

(2)Degradation behavior of test bundle in steam environments at high temperature

*Kinya Nakamura[1], Takanari Ogata[1], Shigeru Kurematsu[2], Toshiya Kido[2], Masaki Kurata[3] (1.CRIEPI, 2.NDC, 3.JAEA)

Planning Lecture | Board and Committee：福島特別プロジェクト

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [PL3H] Opnion by Fukushima Special Project Toward promotion of return home and reconstruction in Fukushima

Chair: Harukuni Tanaka (JNFL)

[PL3H01] Effort of Fukushima Special Project

*Reiko Fujita[1] (1.JST)

[PL3H02] Today and the future of agriculture in Fukushima fighting against harmful rumor caused by the nuclear accident

*Takashi Kanno[1] (1.JA Fukushima Mirai)

[PL3H03] Opnion by Fukushima Special Project

*Takeshi Iimoto[1] (1.Univ. of Tokyo)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [3H10-13] Safety Evaluation on Fast Rector 1

Chair: Yoshitaka Fukano (JAEA)

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

[3H10] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

(1)Overall plan

*Kenji Kamiyama[1], Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Yuya Imaizumi[1], Tohru Suzuki[1], Yuki Emura[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

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

[3H11] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

(2)Experimental study on molten-metal discharge into a shallow water pool

*Yuya Imaizumi[1], Kenji Kamiyama[1], Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Tohru Suzuki[1], Yuki Emura[1] (1.JAEA)

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

[3H12] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

(3)A simulation of a heavy metal jet with MPS method

*Mamoru Konomura[1], Kenji Kamiyama[2] (1.University of Fukui, 2.Japan Atomic Energy Agency)

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

[3H13] Development of an evaluation methodology for in-place cooling of degraded core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

Study on key phenomena

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Kenji Kamiyama[1], Tohru Suzuki[1], Ken-ichi Matsuba[1] (1.JAEA)

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

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [3H14-17] Safety Evaluation on Fast Rector 2

Chair: Satoshi Nishimura (CRIEPI)

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

[3H14] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(13)Simulation of Na-concrete reaction process

*Munemichi Kawaguchi[1], Shinya Miyahara[1], Masayoshi Uno[2] (1.JAEA, 2.Fukui Univ.)

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

[3H15] Quantification of Loss-of-Reactor-Level Accident of Sodium-Cooled Fast Reactor with Continuous Markov Chain and Monte Carlo Method

*Ye YI[1], Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1] (1.University of Tokyo)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3H16] Evaluation on hypothetical total instantaneous flow blockage at the inlet of fuel subassembly in a sodium-cooled fast reactor

*Yoshitaka Fukano[1] (1.JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3H17] Fundamental Study on Sloshing Behavior of Disrupted Core Pool

Effects of Movement Characteristics on the Reactivity Insertion (2)

*Sho Fuchita[1], Yuki Emura[1], Tatsuya Matsumoto[1], Koji Morita[1], Isao Tatewaki[1] (1.Kyushu Univ.)

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

10:00 AM - 11:55 AM JST | 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [3I01-07] Knowledge preservation of Monju data and next generation sodium-cooled reactor

Chair: Kazuyuki Demachi (Univ. of Tokyo)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3I01] The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data

(1)Overview

*hiromasa sawazaki[1], naoyuki kisohara[1], yoshihide nakamura[1], takeshi sato[1] (1.JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3I02] The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data

(2)Purity management of primary sodium system

*Yoshihide Nakamura[1], Hiromasa Sawazaki[1], Takeshi Sato[1], Naoyuki Kisohara[1] (1.JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3I03] The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data

(3)Purification efficiency of secondary sodium purification system cold trap

*Takeshi Sato[1], Yasushi Ohkawachi[1], Yoshihide Nakamura[1], Hiromasa Sawazaki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3I04] Conceptual design of horizontal type under sodium viewer for next generation sodium-cooled fast reactor

*Kosuke Aizawa[1], Nobuchika Kawasaki[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Eto Masao[2], Shoko Matsunaga[2] (1.JAEA, 2.MFBR)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[3I05] Measures to prevent Loss of Heat Removal System in Next Generation Sodium-cooled Fast Reactor

*Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Yoshio Shimakawa[2], Fumiaki Kaneko[2], takashi Shoji[2], shuhei Nakata[2] (1.JAEA, 2.MFBR)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[3I06] Fuel and NFBC assemblies design for the next generation sodium-cooled fast reactor

(1)The conceptual design for the upper structure of fuel assembly

*Takayuki Ozawa[1], Seiichiro Maeda[1], Satoshi Hayakawa[2], Yukihide Mori[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Mitsubushi FBR Systems, INC.)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[3I07] Fuel and NFBC assemblies design for the next generation sodium-cooled fast reactor

(2)Optimization of a radial shielding structure

*HIROYUKI SAITO[1], Koichi Higurashi[1], Daisuke Masuyama[2], Shigeo Ohki[3], Kazuya Ohgama[3], Seiichiro Maeda[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

2:45 PM - 4:40 PM JST | 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [3I08-14] Space reactor, high-temperature gas-cooled reactor, and coated-particle-fueled light water reactor

Chair: Jun Nishiyama (Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [3I08] Small nuclear reactor for dispersed power systems

1)conceptual design of the reactor system for Luna and Mars surface missions

*Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Taishi Yoshida[1], Yoshihiro Hyodo[1], Kunio Hoshino[1], Yoshiro Nishioka[1] (1.Toshiba)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [3I09] Small nuclear reactor for dispersed power systems

2)nuclear design of the core for Luna and Mars surface missions

*Satoshi Wada[1], Rei Kimura[1], Taishi Yoshida[1], Yoshiro Nishioka[1], Yoshihiro Hyodo[1], Kunio Hoshino[1] (1.TOSHIBA)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [3I10] Small nuclear reactor for dispersed power systems

3)nuclear-thermal analysis of the core for Luna and Mars surface missions

*Taishi Yoshida[1], Rei Kimura[1], Kunio Hoshino[1], Satoshi Wada[1], Yoshihiro Hyodo[1], Yoshiro Nishioka[1] (1.Toshiba)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [3I11] Batch wise burnup analysis and fuel pin temperature evaluation of coated particle fuel LWR

*TAKAYA SUZUKI[1], NAOYUKI TAKAKI[1] (1.Tokyo City University)

---

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

### [3I12] Consideration of the hot pressing conditions of the high-strength fuel compact for high-temperature gas-cooled reactor

*Takenori Yamamoto[1], Takuya Tojo[1], Masatoshi Kuroda[1], Junya Sumita[2], Jun Aihara[2], Yukio Tachibana[2] (1.Kumamoto University, 2.JAEA)

---

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

### [3I13] New Reactor Cavity Cooling System (RCCS) having passive safety features

(1)Experimental Conditions of a Scale-down Heat Removal Test Facility for Comparison with a Real RCCS

*Kuniyoshi Takamatsu[1], Tatsuya Matsumoto[2], Koji Morita[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Kyushu University)

---

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

### [3I14] New Reactor Cavity Cooling System (RCCS) Having Passive Safety Features

(2)Experimental Study on Heat Transfer Characteristics Using a Scale Model

*Noriyasu Sato[1], Shuhei Yamaguchi[1], Tatsuya Matsumoto[1], Koji Morita[1], Kuniyoshi Takamatsu[2] (1.Kyushu Univ., 2.JAEA)

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

9:30 AM - 10:20 AM JST | 12:30 AM - 1:20 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [3J01-03] Environmental Remediation 2

Chair: Iwao Shimoyama (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [3J01] On-site test for the decontamination of designated wastes

The characteristics of colloidal fractions in the waste extract

*Yoko Fujikawa[1], Hiroaki ozaki[2], Tatsuya Fujita[2], Shogo Taniguchi[2], Ryouhei Tanakami[2], Aiichiro Fujinaga[2], Paul Lewtas[3], Keiko Fujiwara[1], Yoshiaki Tanaka[1], Shinji Sakurai[4] (1.Kyoto University Research Reactor Instituite, 2.Osaka Sangyo University, 3.Edith Cowan University, 4.Osaka Prefecture University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [3J02] Analysis of phase stability in Cs-Si-Fe-O compound by a first principles calculation

*Chikashi Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Ohsaka[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [3J03] Volume Reduction of Cesium Contaminated Soil by Superconducting Magnetic Separation Technology

*Yoko Akiyama[1], Kazuki Yukumatsu[1], Hiroki Horie[1], Shigehiro Nishijima[1], Fumihito Mishima[2], Tomio Sekiyama[3], Seiichiro Mitsui[3], Mitsugu Kato[3] (1.Osaka University, 2.Fukui University of Technology, 3.JAEA)

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

10:20 AM - 11:55 AM JST | 1:20 AM - 2:55 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [3J04-09] FDNPP Accident: Radiation Measurement

Chair: Tomoyuki Takahashi (Kyoto Univ.)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[3J04] Mapping project in Fukushima and related researches

(1)Summary on temporal change of air dose rates and radionuclide deposition densities in the 80 km zone

*Kimiaki Saito[1], Satoshi Mikami[1], Masaki Anodoh[1], Norihiro Matsuda[1], Shuichi Tsuda[1], Tadayoshi Yoshida[1], Kazuya Yoshimura[1], Tetsuro Sato[2], Takashi Kano[1], Hideaki Yamamoto[1] (1.JAEA, 2.HSE)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3J05] Mapping project in Fukushima and related researches

(2)Changing trends of air dose rates measured by car-borne surveys in wide area

*Masaki Andoh[1], Norihiro Matsuda[1], Kimiaki Saito[1] (1.JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3J06] Mapping project in Fukushima and related researches

(3)Imaging of radioactive cesium distribution in forest by a characteristic X-ray camera

*Kobayashi Shingo[1], Yukio Uchihori[1], Hisashi Kitamura[1], Shinya Iwamoto[2], Kentaro Kojima[2], Yuichi Goto[2], Shinobu Kobayashi[2], Kazuo Tanimoto[2], Yasuo Terakado[2], Yasunari Nakajima[2] (1.QST/NIRS, 2.Meisei Electric Co., Ltd.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3J07] Mapping project in Fukushima and related researches

(4)Distribution of $^{137}$Cs on urban surfaces

*Kazuya Yoshimura[1], Kimiaki Saito[1], Kenso Fujiwara[1] (1.JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3J08] Mapping project in Fukushima and related researches

(5)Seasonal change in the air dose rate observed by fixed-point measurements

*Hiroko Yoshida[1], Takashi Kanagami[1], Kimiaki Saito[2], Tetsuro Sato[2], Satoshi Mikami[2], Takashi Kanno[2], Masahiro Hosoda[3], Junko Takahashi[4] (1.Tohoku University, 2.JAEA, 3.Hirosaki University, 4.University of Tsukuba)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3J09] Mapping project in Fukushima and related researches

(6)Development and current status of KURAMA-II

*Minoru Tanigaki[1], Ryo Okumura[1], Nobuhiro Sato[1], Yasuhiro Kobayashi[1], Minako Yuda[2], Masaaki Saito[2], Takashi Saito[2], Atsushi Kuwana[2], Takahiro Matsuura[3] (1.Kyoto Univ., 2.Fukushima Agricultural Technology Center, 3.Matsuura Denkosha)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [GM3J] 「保健物理・環境科学部会」第33回全体会議

[GM3J] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Health Physics and Environment Science Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [PL3J] Prospects for Researches on Environmental and Health Effects of the Fukusihma Dai-ichi NPP Accident

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

[PL3J01] Details of Researches on Environmental and Health Effects after the Fukushima Dai-ichi NPP Accident

*Kimiaki Saito[1] (1.JAEA)

---

[PL3J02] Prospects for Researches on Environmental Effects

*Tomoyuki Takahashi[1] (1.Kyoto Univ.)

---

[PL3J03] Prospects for Researches on Health Effects

*Naoki Matsuda[1] (1.Nagasaki Univ.)

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [3J10-13] FDNPP Accident: Radiation Dose Assessment

Chair: Hiroko Yoshida (Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3J10] Mapping project in Fukushima and related researches

(7)Dose estimation of artificial / natural radioisotopes by an analysis of photon energy spectrum

*Shuichi Tsuda[1], Minoru Tanigaki[2], Kimiaki Saito[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Kyoto University)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3J11] Mapping project in Fukushima and related researches

(8)Development of monitoring device for lumber

*Norihiro MATSUDA[1], Isamu HISANAGA[2], Masayuki GOTO[2], Akihiro KAIMORI[3], Kimiaki SAITO[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.G-tech, 3.Wood structure prom inc.)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3J12] Mapping project in Fukushima and related researches

(9)Estimation of exposed dose by measurement of air dose rate considering daily activity pattern

*Tetsuro Sato[1], Kimiaki Saito[2], Masaki Andoh[2] (1.Hitachi Solutions East Japan, Ltd., 2.JAEA)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3J13] Mapping project in Fukushima and related researches

(10)Multiscale Bayesian Data Integration Approach for Mapping Air Dose Rates around the Fukushima Daiichi Nuclear Power PlanT

*Haruko Murakami Wainwright[1], Akiyuki Seki[2], Kimiaki Saito[2] (1.Lawrence Berkeley National Laboratory, 2.Japan Atomic Energy Agency)

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [3J14-17] FDNPP Accident: Environmental Transfer

Chair: Tadahiko Tsuruta (JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

### [3J14] Mapping project in Fukushima and related researches

(11)Five-year monitoring study of radiocesium transfer in forest environments after the FDNPP accident

*Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Nicolas Loffredo[1], Keigo Hisadome[2] (1.Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 2.Asia Air Survey)

---

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [3J15] Mapping project in Fukushima and related researches

(12)Riverine radiocaesium transport for five years from the accident

*Keisuke Taniguchi[1], Takayuki KURAMOTO[1], Yuichi Onda[2], Kazuya Yoshimura[3] (1.Centre for Environmental Creation, Fukushima Prefecture, 2.University of Tsukuba, 3.JAEA)

---

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [3J16] Mapping project in Fukushima and related researches

(13)Processes of sediment discharge and radiocesium wash-off on various land uses

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2] (1.Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, 2.Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba)

---

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [3J17] Mapping project in Fukushima and related researches

(14)Declining trend of dissolved cesium-137 of stream water at small forested catchment

*Sho Iwagami[1], Yuichi Onda[1], Maki Tsujimura[2], Kouichi Sakakibara[2], Yuutarou Satou[2] (1.Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 2.Department of Sustainable Environmental Studies, Graduate School of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba)

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

9:30 AM - 10:55 AM JST | 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [3K01-05] Two-Phase Flow and Phase Change 2

Chair: Susumu Yamashita(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3K01] Effect of various parameters on the bubble size distribution in water subcooled flow boiling

*Kazuhiro Kaiho[1], Shintaro Sakamoto[1], Nian gang[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1] (1.The University of Electro-Communications)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3K02] Interfacial Friction Factor for Counter-current Gas-Liquid Flow in Vertical Pipes

*Takayoshi Kusunoki[1], Michio MURASE[1], Yasunori YAMAMOTO[1], Akio TOMIYAMA[2], Katsuya MORI[2] (1.INSS, 2.Kobe University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3K03] Countercurrent Flow Limitation in the Vertical Pipe of a Pressurizer Surge Line
(1)Effects of Diameters

*Yasunori Yamamoto[1], Michio Murase[1], Katsuya Mori[2], Akio Tomiyama[2] (1.INSS, 2.Kobe University)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3K04] Countercurrent Flow Limitation in the Vertical Pipe of a Pressurizer Surge Line
(2)Effects of Fluid Properties

*Michio Murase[1], Yasunori Yamamoto[1], Katsuya Mori[2], Akio Tomiyama[2] (1.INSS, 2.Kobe U.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3K05] Measurement of the diameter distribution of the droplets by a portable spray

Koji Ishizaki[1], Hayata Shimmura[1], Yuusuke Kokubo[1], *Chihiro Nishizaki[2], Yasushi Makino[2], Hironori Noguchi[2] (1.KEPCO, 2.MHI)

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

10:55 AM - 12:00 PM JST | 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [3K06-09] Source Term

Chair: Akira Nakamura (INSS)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[3K06] Dose evaluation in a BWR reactor building with MAAP-DOSE.

*Kazuma Abe[1], Kenichi Kanda[1], Satoshi Nishimura[1], Masahiro Furuya[1], Yoshihisa Nishi[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3K07] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident
14.Evaluation of FP behavior in plants based on the Backward Evaluation Method

*Hide Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] (1.The Institute of Applied Energy)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3K08] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident
15.Evaluation of FP behavior in S/P based on dose rate measured with CAMS

*Shunsuke Uchida[1], Hide Okada[1], Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] (1.The Institute of Applied Energy)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3K09] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident
16.FP release from S/P under decompression boiling

*Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Okada[1], Ayumi Ito[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naito[1] (1.Institute of Applied Energy)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [GM3K] 「海外情報連絡会」第55回全体会議

[GM3K] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：International Affairs Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [PL3K] The UK Nuclear Industry, Past, Present and Future

Chair: Atsushi Mukunoki (JGC Corp.)

[PL3K01] From Decommissioning the Original Fleet of Nuclear Power Stations, to Nuclear New Build

*Keith Franklin[1,2] (1.NNL, 2.British Embassy Tokyo)

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [3K10-12] Filtered Vent

Chair: Hidetoshi Okada (IAE)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3K10] Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting
(3)Measurement of liquid film thickness distribution in flow direction by the laser displacement meter

*Yasuhiro Nakao[1], Naoki Horiguchi[1,2], Hiroyuki Yoshida[2], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1]
(1.University of Tsukuba, 2.JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3K11] Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting
(4)Visualization of droplets generation on film flow in diffuser

*Naoki Horiguchi[1,2], Hiroyuki Yoshida[2], Yasuhiro Nakao[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1]
(1.University of Tsukuba, 2.Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3K12] Gas phase jet behavior during pool scrubbing

*Kazuki Yamamoto[1], Yuki Narushima[1], Akifumi Miyazaki[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1]
(1.University of Tsukuba)

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [3L01-04] Verification and Validation of Analysis Code

Chair: Kenji Yokoyama (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3L01] Generation of an MVP library with a Nuclear Data Processing System FRENDY

*Yasunobu Nagaya[1], Kenichi Tada[1] (1.JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3L02] Development of Mitsubishi Heterogeneous Transient Code GALAXY-K

Yohei Kamiyama[1], *Hiroki Koike[1], Kazuya Yamaji[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1] (1.MHI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3L03] Verification and validation of the TRACE/PARCS code
(1)Analysis of the Benchmark problem by PARCS code

*Daiki Iwahashi[1], Tomohiro Sakai[1] (1.Nuclear Regulation Authority)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3L04] Verification and validation of the TRACE/PARCS code
(2)Analysis of the SPERT-III Experiments by TRACE/PARCS code (Hot startup condition)

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1], Daiki Iwahashi[1] (1.Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

10:35 AM - 11:55 AM JST | 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [3L05-09] Development of Analysis Method

Chair: Hiroki Koike (MHI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3L05] Development of three-dimensional heterogeneous transport code, GENESIS(2)
Anisotropic scattering treatment using the SPn approximation

*Akio Yamamoto[1], Akinori Giho, Tomohiro Endo[1] (1.Nagoya University)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3L06] R&D of the Object-Integrated Code System for Fast Reactors
(14)Extension of Burnup and Decay Heat Calculation Capability of MARBLE

*Kenji Yokoyama[1], Tomoyuki Jin[1] (1.JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3L07] An Investigation on Improvement of the Core Neutronics Design Calculation Method for Advanced Fast Reactors (5)
Investigation on the cross-section homogenization method in power distribution evaluation

*Kazuteru Sugino[1], Maruyama Shuhei[1], Ohki Shigeo[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3L08] Comparison of Fuel Loading Pattern Optimization Results using Exhaustive Search for Fresh Fuels and Local Search for Burned Fuels

*Satomi Ishiguro[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1.Nagoya University Graduate School of Engineering)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3L09] Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (7)
Application for transport calculation of XY geometry with IC method

*Tetsuo Matsumura[1] (1.CRIEPI)

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 3

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [PL3L] Regulatory Activities based upon the Report of the Integrated Regulatory Review Service (IRRS) Mission to Japan

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

[PL3L01] Outline of the Report of the IRRS Mission to Japan and the Activities of NRA

*Shuich Kaneko[1] (1.NRA)

---

[PL3L02] Toward the New Inspection Rule for Nuclear Power Plants

*Tadahiro Katsuta[1] (1.Meiji Univ.)

---

[PL3L03] General Discussion

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [3L10-14] Sub-criticality Evaluation and Monitoring 1

Chair: Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3L10] Effect of higher harmonics in subcriticality measurements by the area-ratio method

*Toshihiro Yamamoto[1], Hiroki Sakamoto[2] (1.Kyoto University, 2.Transnuclear Tokyo)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3L11] Study on criticality evaluation of fuel debris during the removal process and its accuracy

*Yoshiteru Sato[1], Takaya Suzuki[1], Naoyiki Takaki[1], Hiroki Takezawa[1], PengHong Liem[2] (1.Tokyo City Universitiy, 2.NAIS, Co., Inc.)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3L12] Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases(III)
(1)Point of view of this method

*Yoshitaka NAITO[1] (1.NAIS.Co.,Inc.)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3L13] Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases(III)
(2)Estimation of keff by measuring dose rate of Kr-88 to Xe-135

*Kouki HIRAI[1], Yoshitaka NAITO[1], Hong Peng LIEM[1] (1.NAIS.Co.,Inc.)

---

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3L14] Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases (III)
(3)Estimated reactivity by this method and its error evaluation

*Masaya SEKI[1], Yoshitaka NAITO[1], Shigekazu USUDA[1], Yoshihumi MITSUMOTO[1] (1.NAIS.Co.,Inc.)

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

4:05 PM - 4:55 PM JST | 7:05 AM - 7:55 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [3L15-17] Sub-criticality Evaluation and Monitoring 2

Chair: Yoshio Kimura (Chuden CTI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [3L15] Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

(1)Development purposes and specifications of subcriticality monitoring method

*Shoichi Tashiro[1], Masayuki Tojo[1], Takao Kageyama[1], Yoichiro Shimazu[2] (1.GNF-J, 2.Univ. of Fukui)

---

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [3L16] Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

(2)Evaluation of source term of reactivity meters by determinestic code

*Masayuki Tojo[1], Shoichi Tashiro[1], Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Yoichiro Shimazu[2] (1.GNF-J, 2.Univ. of Fukui)

---

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [3L17] Development of subcriticality minitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

Evaluation of performance of reactivity meters for subcriticality monitoring

*Yoichiro Shimazu[1], Shoichi Tashiro[2], Masayuki Tojo[2] (1.Univ. of Fukui, 2.GNF-J)

Oral Presentation | I. General Issues：General Issues

10:20 AM - 12:00 PM JST | 1:20 AM - 3:00 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [3M01-06] The Center of World Intelligence Project for Human Resource Development

Chair: Tetsuo Sawada (Tokyo Tech)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[3M01] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

(1)Outline of activity

*Toru Obara[1], Koji Okamoto[2], Nobuyoshi Hara[3], Yoshinari Anoda[4], Seichi Sato[5], Yoshitaka Takagai[6], Ikuo Towhata[7], Isamu Sato[1] (1.Tokyo Tech, 2.Univ. of Tokyo, 3.Tohoku Univ., 4.Fukui Univ., 5.NIT, Fukushima, 6.Fukushima Univ., 7.JGS)

---

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3M02] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

(2)Tokyo Institute of Technology

*Isamu Sato[1], Toru Obara[1], Toyohiko Yano[1], Kenji Takeshita[1], Yukitaka Kato[1], Hiroshi Akatsuka[1], Hiroshige Kikura[1], Takehiko Tsukahara[1], Katsumi Yoshida[1], Gen Endo[1] (1.Tokyo Institute of Technology)

---

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3M03] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development,Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP (Nuclear Power Station)

(3)The University of Tokyo

*shunichi suzuki[1], Kouji Okamoto[1], Hajime Asama[1], Hiroyuki Takahashi[1], Yusuke Tamura[1], Takayuki Takahashi[2], Yasuyoshi Yokokohji[3] (1.The University of Tokyo, 2.Fukushima University, 3.Kobe University)

---

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3M04] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

(4)Tohoku University “Current Status of Research and Human Resources Development Program for Nuclear Decommissioning related to Integrity Management of Critical Structures including Primary Containment Vessel and Reactor Building, and Fuel Debris Processing and Radioactive Waste Disposal”

*Takayuki Aoki[1], Yutaka Watanabe[1], Yuichi Niibori[1], Nobuyoshi Hara[1] (1.Tohoku University)

---

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3M05] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

(5)Univeristy of Fukui

*Masaoyoshi Uno[1], Yoshinari Anoda[1], Ken Nakajima[2], Yuji Ohishi[3], Tatsumi Arima[4], Hiroyuki Miyamaru[5], Takeyoshi Sunagawa[6], Eisuke Minehara[7], Kouzou Katsuyama[8] (1.Univ. of Fukui, 2.Kyoto Univ. Research Reactor Institute, 3.Osaka Univ., 4.Kyushu Univ., 5.Osaka Prefecture Univ., 6.Fukui Univ. Technology, 7.WERC, 8.JAEA)

---

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3M06] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

(6)NIT Fukushima College R&D and Education Program for the Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP under the Collaboration of Nationwide NIT colleges, Universities, National Institutes and the Local Private Companies

*Shiro Jitsukawa[1], Seichi Sato[1], Kazunori Akutagawa[1], Shigekazu Suzuki[1] (1.NIT Fukushima College)

Planning Lecture | Board and Committee：Ethics Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [PL3M] Mission and Relation to Society as a Nuclear Experts Looking Back on Fukushima Daiichi Nuclear Plant Accident, Think Again about Ethics as Researchers and Engineers

Chair: Kyoko Oba (JAEA)

[PL3M01] Crisis and Post-crisis Responses against the Fukushima Nuclear Power Plant Accident
Reflections of a Nuclear Disaster Expert

*Shunichi Yamashita[1] (1.Nagasaki Univ.)

[PL3M02] Discussion

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology/203-2 Beam Measurements

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [3N01-05] Accelerator and beam technologies

Chair: Heishun Zen (Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3N01] Development of 10 MeV Ridgetron

*Noriyosu Hayashizaki[1], Aki Murata[2], Shota Ikeda[2], Hideaki Yamauchi[3] (1.IIR, Tokyo Tech, 2.Tokyo Tech, 3.TIME)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3N02] Four-beam IH-RFQ cavity design

*Shota Ikeda[1], Aki Murata[1], Noriyosu Hyashizaki[2] (1.Tokyo tech, 2.Tokyo tech Institute of Innovative Research)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3N03] Beam diameter reduction by improvement of an extraction condition in a compact ion microbeam system

*Takeru Ohkubo[1], Yasuyuki Ishii[1] (1.QST)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3N04] Design of an S-band electron linac for compact neutron sources

*Aki MURATA[1], Shota Ikeda[1], Brian O'Rourke[3], Noriyosu Hayashizaki[2] (1.Tokyo Institute of Technology , 2.Tokyo Institute of Technology Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, 3.National Institute of Advanced Industrial Science and Technology)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3N05] Bunch compression study for generation of ultrashort electron beams

*Itta Nozawa[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1] (1.ISIR)

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-2 Beam Measurements/203-4 Synchrotron Orbital Radiation, Laser

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [3N06-09] Measurement and analysis

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3N06] Development of laser spectroscopic apparatus for trace analysis in plasma

*Daisuke Ishikawa[1], Kyunghun Jung[1], Yuta Yamamoto[1], Shuichi Hasegawa[1] (1.the Univ. of Tokyo)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3N07] Backscatter x-ray imaging with table-top 0.9 MeV C-band electron accelerator

*Hiroyuki Toyokawa[1], Takeshi Fujiwara[1], Shinichi Mandai[2], Hidenori Isa[2], Kazuya Ohashi[3], Atsushi Yamazaki[3], Kenichi Watanabe[3], Akira Uritani[3] (1.AIST, 2.BEAMX, 3.Nagoya University)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3N08] Study on LCS Gamma-ray Beam Profile Monitor by Using Conventional 2D-FPD

Hideaki Ohgaki[1], *Heishun Zen[1], Shinya Fujimoto[2], Daiki Kanai[2], Shuji Miyamoto[3], Hiroaki Utsunomiya[4] (1.Kyoto University, 2.Pony Industry Co.,Ltd., 3.University of Hyogo, 4.Konan University)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3N09] Measurement of electron beam using interferometer and photoconductive antenna

*Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Itta Nozawa[1], Yoichi Yoshida[1] (1.ISIR, Osaka Univ.)

Planning Lecture (Free Entry) | Joint Session：Joint Session 2 - Education Committee, Senior Network (SNW)

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [PL3N] Support activities to nuclear related educations for elementary and secondary school teachers

Chair: Keiko Kito (JAIF)

[PL3N01] Talk-in meetings with teacher-training course students by Senior Network Kyushu
教員を目指す学生との対話

*Akira Kaneuji[1] (1.SNW（Kyushu))

[PL3N02] Status and problems about the teacher training in junior high school technical arts
中学校技術分野を中心として

*Noboru Fujimoto[1] (1.Nagasaki Univ.)

[PL3N03] Status and problems about the energy and nuclear power education in nuclear power located prefecture

*Nobuhisa Yamashita[1] (1.Society to encourage social studies education in Kagoshima)

[PL3N04] Report on nuclear and radiation related descriptions in junior high school textbooks

*Kazuhiko Kudo[1] (1.Kyushu Univ.)

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

9:35 AM - 10:55 AM JST | 12:35 AM - 1:55 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [3O01-05] Imaging

Chair: Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)

9:35 AM - 9:50 AM JST | 12:35 AM - 12:50 AM UTC

### [3O01] Neutron Radiography of Transfer Exposure Method using the X-ray Imaging Plate

*Koichi Nittoh[1], Yukio Sonoda[1], Masatoshi Kawashima[1], Hiroyuki Uno[2], Ryuji Uemoto[2], Shiro Sogabe[2] (1.TNES, 2.SHIEI)

9:50 AM - 10:05 AM JST | 12:50 AM - 1:05 AM UTC

### [3O02] Development of a scintillator-based Compton camera for gamma-ray imaging under high dose-rate environments

*Wataru Satoh[1,7], Hideaki Katagiri[1,7], Ryoji Enomoto[2,7], Kiyoto Wada[3], Tomohisa Uchida[4,7], Mika Kagaya[1,7], Hiroshi Muraishi[5,7], Tatuo Yoshida[1,7], Ryo Wakamatsu[1,7], Takara Watanabe[6,7] (1.Ibaraki Univ., 2.ICRR, University of Tokyo, 3.Fuji electric Co., Ltd, 4.KEK, 5.Kitasato Univ., 6.Tokyo Metropolitan Univ., 7.Open-It)

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

### [3O03] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (Part 3)

*Kunihiro Morishima[1], Mitsuhiro Nakamura[1], Kenji Tsuji[2], Tadashi Yamasaki[2] (1.NAGOYA University, 2.Chubu Electric Power Co., Inc.)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

### [3O04] Development of back projection method for 4π Gamma-ray Imager

*Tone Takahashi[1], Yuichiro Ichinose[1], Kouhei Uema[1], Jun Kawarabayashi[2], Eiji Takada[3], Hideki Tomita[1], Tetsuo Iguchi[1] (1.Nagoya University, 2.Tokyo City University, 3.National Institute of Technology, Toyama College)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

### [3O05] Validation of spatial and density resolution of a portable muography detector for underground cavity exploration

*kazuhiro kondo[1], tadahiro kin[1], Kullapha Chaiwongkhot[1], ryo sasaki[1], yuta nagata[2], yukinobu watanabe[1] (1.Kyushu Univ.AEES, 2.Kyushu Univ.Faculty of Engineering)

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

10:55 AM - 12:00 PM JST | 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [3O06-09] Medical applications

Chair: Tadahiro Kin (Kyushu Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

### [3O06] Evaluation of absorbed dose in Ir-192 brachytherapy for treatment of keloids

*Mao Ohta[1,4], Noriaki Nakao[2], Shigehiko Kuribayashi[3], Tsuguhiro Miyashita[3], Naoyuki Shigematsu[4], Noriyosu Hayashizaki[5] (1.Graduate School of Science and Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Institute of Technology, Shimizu Corporation, 3.Department of Radiotherapy, Nippon Medical School Hospital, 4.Department of Radiology, Keio University School of Medicine, 5.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

---

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

### [3O07] Fabrication of Organic Semiconductor Based Radiation Detector with Ink-jet Technology

*Mitsuhiro Nogami[1], Eiji Takada[1], Hideyuki Imai[1], Toshimasa Tyaki[1], Fumihiko Nishikido[2], Shigeki Naka[3], Hiroyuki Okada[3] (1.National Institute of Technology, Toyama College, 2.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3.University of Toyama)

---

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

### [3O08] Basic response evaluation of optical fiber type small size dosimeter using optically stimulated luminescence for helium ions

*YUHO HIRATA[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1], Yusuke Koba[2], Naruhiro Matsufuji[2], Toshiyuki Toshito[3], Takayuki Yanagida[4], Kentaro Fukuda[5] (1.Graduate School of Engineering Nagoya University, 2.National Institute of Radiological Sciences, 3.Nagoya Proton Therapy Center, 4.Nara Institute of Science and Technology, 5.Tokuyama Corp.)

---

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

### [3O09] X-ray detector for two-dimensional energy-resolved CT with high spatial resolution 2

*Ikuo Kanno[1], Kazuki Yamauchi[1], Takumi Hamaguchi[1] (1.Kyoto Univ.)

Planning Lecture (Free Entry) | Special Lecture：Special Lecture

Wed. Sep 7, 2016 10:30 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 1:30 AM - 3:00 AM UTC | Room A
Kumume City Plaza - The Grand Hall

## [PL1A01] Current status of the heavy ion radiotherapy in Kyushu

Chair: Kenji Ishibashi (Kyushu Univ.)

### [PL1A0101] Current status of the heavy ion therapy equipment and future

*Mitsutaka Kanazawa[1] (1.SAGA-HIMAT)

### [PL1A0102] Heavy ion therapy

Current status of the clinical study and future

*Yoshiyuki Shioyama[1] (1.SAGA-HIMAT)

特別講演

# (1) 重粒子線がん治療装置の現状と今後

(1) Current Status of the Heavy Ion Therapy Equipment and Future

*金澤 光隆[1]
[1]九州国際重粒子線がん治療センター

放射線医学総合研究所で1994年に始まった炭素イオンビームを使った重粒子線治療は日本全体では1万5千名以上の患者治療に使われて、その高い治療成績及び良好なQOL(Quality of Life)が示されつつある。この様に多くの患者治療をこなすためには、その加速器技術の進歩が必要不可欠であった。

**キーワード：重粒子線治療，加速器,**

## 1. 緒言

粒子線治療の提案は 1946 年に R.Wilson によってなされ、重粒子線による実際の治療はアメリカ・ローレンス・バークレイ国立研究所で治療研究がなされたのが最初です。このときは物理実験用に建設された加速器を使ったものでしたが、治療専用の加速器を作る計画が 1894 年に“対癌 10 か年総合戦略”の一つのプロジェクトとして日本でスタートし、炭素イオンビームを使ったがん治療が 1994 年にスタートしました。この成果に基づいて今では炭素専用の治療施設が国内で 3 施設が稼働しており、2 か所で現在建設中です。本公演では現在使われている装置を紹介するとともに、これまでの技術の発展について紹介します。

## 2. 加速器構成要素の発展

### 2-1. イオン源

HIMAC 建設がスタートした時には PIG イオン源が採用されたが、その後メンテナンスがはるかに楽な ECR イオン源がビーム強度向上とともに利用されるようになった。最近では、永久磁石のみを使った ECR イオン源が使われ、システムがコンパクトになっている。

### 2-2. 線形加速器

イオン源からのビームを加速するために RFQ リニアックが使われ、コッククロフトの様な高圧部分が不必要になった。その後段の線形加速器はアルバレ型から最近では IH 型が使われて、小型化が実現している。

### 2-3. シンクロトロン

シンクロトロンではそこで使われている要素技術の進歩の寄与が大きい。電源に関してはサイリスタ電源から IGBT を使った電源を使うことで、マグナットの結線の対称化も寄与して精度が向上している。又、高周波加速装置ではデジタルシンセサイザーの利用によりビームフィードバックが不必要になりシステムの簡素化とともに運転の安定化が実現している。さらに最近の加速空洞では無同調型をトランジスターで駆動するだけで良くなり、HIMAC 以前と比較すれば隔世の感がある。又、HIMAC で実用化された RF ノックアウト取り出しも、呼吸同期照射に必要なビーム制御を容易にし、スキャニング照射実現の基礎になっている。

### 2-4. ビーム輸送系

高エネルギービーム輸送系ではその運転に仕方に進歩がある。HIMAC の時には電磁石類は常時励磁していた。それが最近では治療照射に必要な時のみビーム加速を行い無駄な放射化を防ぐとともに、ビーム運転の時のみ電磁石を励磁して省電力化を図っている。このビーム運転の時のみ電磁石を励磁する方式は将来シンクロトロンにも適用が予定されて、さらなる省電力化か計画されている。

## 3. 結論

70 年前に提案された重粒子線治療が、現在、民間ベースでの運営ができるところまで到達した。今後よ

り一般的な治療法として利用してもらえるように更に研究開発が進められている。

*Mitsutaka Kanazawa[1]

[1]Ion Beam Therapy Center, SAGA-HIMAT Foundation.

特別講演

# (2) 重粒子線がん治療: 臨床研究の現状と今後

(2) Heavy ion therapy: Current status of the clinical study and future

*塩山 善之[1]
[1]九州国際重粒子線がん治療センター

重粒子線治療は高い線量集中性と強い抗腫瘍効果を兼ね備えた放射線治療である。これまで臨床研究の成果によって各種の限局性固形がんに対する有効性・安全性が示され、一部疾患には保険適応となった。臨床的エビデンスをより強固にするために、多施設臨床研究が開始されている。

**キーワード**：重粒子線がん治療 1, 臨床研究 2, 臨床試験 3

## 1. 緒言

重粒子線治療は線量集中性の高さと強い抗腫瘍効果を兼ね備えている。放射線生物学的にも寡分割照射に適した性質があり、治療の短期化および有害事象の低減にも有用である。主に先進医療として実施されているが、平成 28 年 4 月より骨軟部腫瘍に対しては保険適応となった。現在、精力的に多施設臨床研究が展開されている。本講演ではこれまでの臨床研究、現在展開されている多施設共同研究について紹介する。

## 2. 臨床研究

### 2-1. 国内の治療実績

国内の重粒子線治療患者数は年間 2000 名を超え、累積症例数は既に約 15000 名に達している。疾患別では前立腺癌が最も多く、次いで、頭頸部腫瘍（主に腺癌系腫瘍や悪性黒色腫)、骨軟部腫瘍、肺癌、肝臓癌でありこれらで全体の約 70%を占める。その他、直腸癌術後再発、膵臓癌なども近年増加傾向にある。

### 2-2. 過去の臨床研究

放射線総合研究所において様々な固形がんに対して線量増加試験（第 I 相試験）による至適線量および分割法が決定され、決定された線量分割法を用いた第 II 相試験においても有効性および安全性が示されている。群馬大学、当センターにおいても同様の治療法を用いた追試を行い、その結果が再現されつつある。

### 2-3. 多施設後向き観察研究

臨床研究は施設数の関係からこれまでは施設単位が主であった。しかし、その有効性・安全性を裏付ける為には多施設データの検証が必要であり多施設共同研究が展開されている。既に、多施設後向き観察研究を実施し、多施設データによっても各臓器がんに対して有効かつ安全であることが示された。

### 2-4. 多施設臨床試験・前向き観察研究

重粒子線治療の臨床的有用性を既存治療との比較を含めて更に強固に示すため、近々、肝癌、肺癌、膵癌に対する多施設臨床試験が開始される。また今後、前向き観察研究として全症例の中央登録が行われる。

## 3. 結論

重粒子線治療はがん放射線治療を更に発展されるために重要な治療である。技術開発とともに臨床研究を通じて臨床的有用性を明確に示していき、その地位を確固たるものにしなければならない。

### 参考文献

[1] Kamada T, Tsujii H, Blakely EA, et al. Carbon ion radiotherapy in Japan: an assessment of 20 years of clinical experience. Lancet Oncol. 2015;16(2):e93-e100.

---

*Yoshiyuki Shioyama[1]
[1]Ion Beam Therapy Center, SAGA-HIMAT Foundation.

Planning Lecture | Board and Committee：Board of Directors

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 3:00 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 4:00 AM - 6:00 AM UTC | Room A Kumume City Plaza - The Grand Hall

## [PL1A02] Discussion on Nuclear Power Station Lawsuites

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)

### [PL1A0201] Objective and Scope

*Mitsuru Uesaka[1], *Nobuaki Sato[2] (1.Univ. of Tokyo, 2.Tohoku Univ.)

### [PL1A0202] Lawsuit and interim injunction against operation of nuclear power plant

*Jun Masuda[1] (1.Chuo Univ.)

### [PL1A0203] Summary of Study by Social and Environmental Division

*Tsutomu Sata[1] (1.JAEA)

### [PL1A0204] Q&A and General Discussion

*Kohta Juraku[1] (1.Tokyo Denki Univ.)

理事会セッション（社会・環境部会共催）

# 原子力発電所関連訴訟について学ぶ

Discussion on Nuclear Power Station Lawsuites

*升田 純[1], *上坂 充[2], *佐藤 修彰[3], *佐田 務[4], *寿楽 浩太[5]

[1]中央大学, [2]東京大学, [3]東北大学, [4]JAEA, [5]東京電機大学

原子力発電所の再稼働差し止め仮処分訴訟では、対極的な司法判断が下されている。福岡高裁宮崎支部は九州電力　川内 1、2 号機の運転差し止めを認めなかったが、大津地裁は関西電力　高浜 3、4 号機の運転を差し止める決定を下したのが、その一例である。

これらの司法判断は、原子力発電所の運転の可否に関わりつつあり、多くの原子力学会員にとって非常に関心が高いものになっている。そこで、今回、本セッションを企画するに至った。

本セッションでは、前述のような異なる判断が示された裁判所決定のあらましと、それらの決定の依り処について紹介する。まず、原子力発電訴訟に詳しい中央大学法科大学院の升田教授に解説をしていただくこととした。

次に、科学技術に関する裁判の諸問題について検討を進めている本学会社会・環境部会より、①科学技術の最先端の分野における争点をめぐって、司法の判断と国あるいは専門家による判断が食い違う理由は何か。また、このような問題の調整をどう図ったらよいのか。②この問題の背景には、科学技術をめぐる不確実性への対応をめぐる問題がないか、などの論点整理を行う。

最後に、質問への対応や会場との意見交換を通じて、原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

なお、この問題に対する会員からの質問を事前に募集し、当日はそれらを集約した質問とそれに対する回答や解説を行うことで、この問題に関する議論を深める。

（ご講演いただく法務専門家の経歴）

升田純 弁護士・中央大学法科大学院教授

1974 年京都大学法学部卒

東京高裁判事を経て 1997 年に退官し弁護士登録

2004 年まで聖心女子大学文学部教授

2004 年より中央大学法科大学院教授（現在に至る）

*Jun Masuda[1], *Mitsuru Uesaka[2], *Nobuaki Sato[3], *Tsutomu Sata[4] and *Kohta Juraku[5]

[1]Chuo Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]Tohoku Univ., [4]JAEA, [5] Tokyo Denki Univ.,

理事会セッション（社会・環境部会共催）

# 原子力発電所関連訴訟について学ぶ

Discussion on Nuclear Power Station Lawsuites

*升田 純[1], *上坂 充[2], *佐藤 修彰[3], *佐田 務[4], *寿楽 浩太[5]

[1]中央大学, [2]東京大学, [3]東北大学, [4]JAEA, [5]東京電機大学

原子力発電所の再稼働差し止め仮処分訴訟では、対極的な司法判断が下されている。福岡高裁宮崎支部は九州電力　川内 1、2 号機の運転差し止めを認めなかったが、大津地裁は関西電力　高浜 3、4 号機の運転を差し止める決定を下したのが、その一例である。

これらの司法判断は、原子力発電所の運転の可否に関わりつつあり、多くの原子力学会員にとって非常に関心が高いものになっている。そこで、今回、本セッションを企画するに至った。

本セッションでは、前述のような異なる判断が示された裁判所決定のあらましと、それらの決定の依り処について紹介する。まず、原子力発電訴訟に詳しい中央大学法科大学院の升田教授に解説をしていただくこととした。

次に、科学技術に関する裁判の諸問題について検討を進めている本学会社会・環境部会より、①科学技術の最先端の分野における争点をめぐって、司法の判断と国あるいは専門家による判断が食い違う理由は何か。また、このような問題の調整をどう図ったらよいのか。②この問題の背景には、科学技術をめぐる不確実性への対応をめぐる問題がないか、などの論点整理を行う。

最後に、質問への対応や会場との意見交換を通じて、原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

なお、この問題に対する会員からの質問を事前に募集し、当日はそれらを集約した質問とそれに対する回答や解説を行うことで、この問題に関する議論を深める。

（ご講演いただく法務専門家の経歴）

升田純 弁護士・中央大学法科大学院教授

1974 年京都大学法学部卒

東京高裁判事を経て 1997 年に退官し弁護士登録

2004 年まで聖心女子大学文学部教授

2004 年より中央大学法科大学院教授（現在に至る）

*Jun Masuda[1], *Mitsuru Uesaka[2], *Nobuaki Sato[3], *Tsutomu Sata[4] and *Kohta Juraku[5]

[1]Chuo Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]Tohoku Univ., [4]JAEA, [5] Tokyo Denki Univ.,

理事会セッション（社会・環境部会共催）

# 原子力発電所関連訴訟について学ぶ

Discussion on Nuclear Power Station Lawsuites

*升田 純[1], *上坂 充[2], *佐藤 修彰[3], *佐田 務[4], *寿楽 浩太[5]

[1]中央大学, [2]東京大学, [3]東北大学, [4]JAEA, [5]東京電機大学

原子力発電所の再稼働差し止め仮処分訴訟では、対極的な司法判断が下されている。福岡高裁宮崎支部は九州電力　川内 1、2 号機の運転差し止めを認めなかったが、大津地裁は関西電力　高浜 3、4 号機の運転を差し止める決定を下したのが、その一例である。

これらの司法判断は、原子力発電所の運転の可否に関わりつつあり、多くの原子力学会員にとって非常に関心が高いものになっている。そこで、今回、本セッションを企画するに至った。

本セッションでは、前述のような異なる判断が示された裁判所決定のあらましと、それらの決定の依り処について紹介する。まず、原子力発電訴訟に詳しい中央大学法科大学院の升田教授に解説をしていただくこととした。

次に、科学技術に関する裁判の諸問題について検討を進めている本学会社会・環境部会より、①科学技術の最先端の分野における争点をめぐって、司法の判断と国あるいは専門家による判断が食い違う理由は何か。また、このような問題の調整をどう図ったらよいのか。②この問題の背景には、科学技術をめぐる不確実性への対応をめぐる問題がないか、などの論点整理を行う。

最後に、質問への対応や会場との意見交換を通じて、原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

なお、この問題に対する会員からの質問を事前に募集し、当日はそれらを集約した質問とそれに対する回答や解説を行うことで、この問題に関する議論を深める。

（ご講演いただく法務専門家の経歴）

升田純 弁護士・中央大学法科大学院教授

1974 年京都大学法学部卒

東京高裁判事を経て 1997 年に退官し弁護士登録

2004 年まで聖心女子大学文学部教授

2004 年より中央大学法科大学院教授（現在に至る）

*Jun Masuda[1], *Mitsuru Uesaka[2], *Nobuaki Sato[3], *Tsutomu Sata[4] and *Kohta Juraku[5]

[1]Chuo Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]Tohoku Univ., [4]JAEA, [5] Tokyo Denki Univ.,

理事会セッション（社会・環境部会共催）

# 原子力発電所関連訴訟について学ぶ

Discussion on Nuclear Power Station Lawsuites

*升田 純[1], *上坂 充[2], *佐藤 修彰[3], *佐田 務[4], *寿楽 浩太[5]

[1]中央大学, [2]東京大学, [3]東北大学, [4]JAEA, [5]東京電機大学

原子力発電所の再稼働差し止め仮処分訴訟では、対極的な司法判断が下されている。福岡高裁宮崎支部は九州電力　川内 1、2 号機の運転差し止めを認めなかったが、大津地裁は関西電力　高浜 3、4 号機の運転を差し止める決定を下したのが、その一例である。

これらの司法判断は、原子力発電所の運転の可否に関わりつつあり、多くの原子力学会員にとって非常に関心が高いものになっている。そこで、今回、本セッションを企画するに至った。

本セッションでは、前述のような異なる判断が示された裁判所決定のあらましと、それらの決定の依り処について紹介する。まず、原子力発電訴訟に詳しい中央大学法科大学院の升田教授に解説をしていただくこととした。

次に、科学技術に関する裁判の諸問題について検討を進めている本学会社会・環境部会より、①科学技術の最先端の分野における争点をめぐって、司法の判断と国あるいは専門家による判断が食い違う理由は何か。また、このような問題の調整をどう図ったらよいのか。②この問題の背景には、科学技術をめぐる不確実性への対応をめぐる問題がないか、などの論点整理を行う。

最後に、質問への対応や会場との意見交換を通じて、原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

なお、この問題に対する会員からの質問を事前に募集し、当日はそれらを集約した質問とそれに対する回答や解説を行うことで、この問題に関する議論を深める。

（ご講演いただく法務専門家の経歴）

升田純 弁護士・中央大学法科大学院教授

1974 年京都大学法学部卒

東京高裁判事を経て 1997 年に退官し弁護士登録

2004 年まで聖心女子大学文学部教授

2004 年より中央大学法科大学院教授（現在に至る）

*Jun Masuda[1], *Mitsuru Uesaka[2], *Nobuaki Sato[3], *Tsutomu Sata[4] and *Kohta Juraku[5]

[1]Chuo Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]Tohoku Univ., [4]JAEA, [5] Tokyo Denki Univ.,

Planning Lecture | Board and Committee：International Activities Committee (SFEN)

Wed. Sep 7, 2016 3:20 PM - 4:50 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 6:20 AM - 7:50 AM UTC | Room A
Kumume City Plaza - The Grand Hall

## [PL1A03] France/Japan Joint Session of AESJ 2016 Fall Meeting Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Chair: Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

[PL1A0301] Opening and welcoming address

*Mitsuru Uesaka[1] (1.President of AESJ)

---

[PL1A0302] Joint collaboration address and report of COP21 Paris

*Valerie Faudon[1] (1.SFEN)

---

[PL1A0303] Global warming in progress and Increase of CO2 emission in Japan under delay of NPP restart process

*Tadashi Narabayashi[1] (1.Hokkaido Univ.)

---

[PL1A0304] Nuclear NPPs Situation and COP21 in France

*Sunil Felix[1] (1.French Embassy)

---

[PL1A0305] The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European power grid

*Takashi Kuroishi[1] (1.MHPS)

# 国際活動委員会セッション「フランス原子力学会との合同セッション」
# Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Tadashi Narabayasi[1], Mitsuru Uesaka[2], Valerie Faoudon[3], Sunil Felix[4], Takashi Kuroishi[5]
[1]Hokkaido Univ., [2]AESJ, [3]SFEN, [4]French Embassy, [5]MHPS

## 1. Introduction

COP21 Paris—Nuclear for Climate, a global initiative supported by more than 140 regional and national nuclear associations and technical societies, said in a new position paper that a significant expansion of nuclear energy is necessary for the world to achieve an 80 percent reduction in greenhouse gas emissions by 2050.

## 2. France/Japan Joint Sessionof AESJ 2016 Fall Meeting, Chair: Dr. Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

### 1) Opening and welcoming address: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

### 2) Joint collaboration address and Report of COP21 Paris

Valerie Faoudon (Director-general President of SFEN)

The position paper urges negotiators at the United Nations Framework Convention on Climate Change Conference of the Parties (COP21) to develop an achievable agreement for the reduction of greenhouse gases that ensures the right of countries to choose nuclear energy in order to reduce greenhouse gas emissions while meeting their energy and development objectives. This choice should not be prejudiced against in any way by the new UNFCCC protocols, specifically with regards to access to climate funding mechanisms such as Green Climate Funds. “We strongly believe the world must use all available low-carbon energy sources, including nuclear energy, if it is to mitigate the effects of climate change and reduce greenhouse gas emissions while meeting development goals and not impeding on economic growth.”(1)

The Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon, who spearheaded the Nuclear for Climate campaign, in what we believe was the first ever COP discussion panel on nuclear and climate. The discussion was held inside the Generation Climate public arena, and attended by more than 200 people. It was a lively and constructive session with contributions from the Sierra Club and other environmentalists in the audience.




Fig.1 Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon(2)

### 3) Global warming in progress and Increase of $CO_2$ emission in Japan under delay of NPP restart process, Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

As shown in Fig 2, Considering the global warming, rapid increase of population and energy consumption, depletion and ballooning of fossil fuel consumption, “Nuclear Renaissance” should be continued by enhance the nuclear safety. Global warming is in progress and increase of $CO_2$ emission in Japan under delay of NPP restart process. In Germany, green paradox and renewable poverty are the new problem, as the solar and wind power are growing. It is appellant that the greenhouse gases are increasing very rapidly at present.

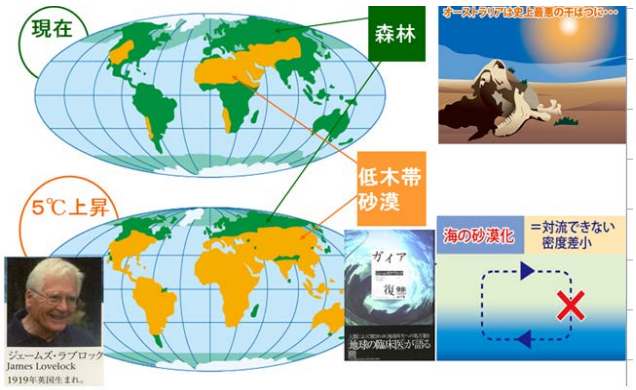



Fig. 2 “Gaea's Revenge” by James Lovelock.

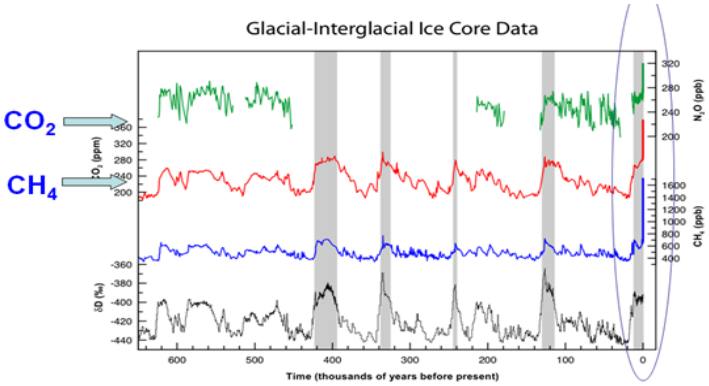



Fig.3 Ice core data show rapid increase of Greenhouse gases

4) Nuclear NPPs Situation and COP21 in France, Sunil Felix (The French Embassy)

France relies on nuclear power for around 75 percent of its electricity needs. So why is nobody talking about nuclear at the big environmental summit hosted by Paris? The huge French pavilion that was built for the COP 21 climate conference includes over a dozen spacious stands showcasing France's leadership in various fields of science, technology, education and ecology. But nowhere does the pavilion mention nuclear energy, completely dismissing this key French sector from the country's energy landscape. Conference participants curious about nuclear power will also find it difficult to find any information on the subject, from either groups who oppose atomic energy or those who defend it. The International Atomic Energy Agency (IAEA) has a booth in the Exhibits Area of the convention center, but denies it is here to advocate the use of nuclear power. Greenpeace, a strong critic of nuclear energy, prepared a briefing for its campaigners in view of the COP 21, but the group is not addressing the issue directly in Paris.



Fig. 4 Chooz NPP, EDF France

5) The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European Power Grid,

Takashi Kuroishi (MHPS)

The role thermal power is to be able to play that complies with theCOP21 Paris agreement. What can thermal power plants contribute in order to supply stable Power? Power grid capability is an indicator for stable power supply. The structure of Power Grid is similar to pooling water in a swimming pool. Fig. 5 shows target of greenhouse gas emission in Japan for the Paris Agreement. Fast Cut Back(FCB)-function continue operating even when the power grid is disconnected. After the power grid is restored, the power plants will swiftly raise its power load to the original rate. Thermal Power can stabilize power supply and nuclear power should supply large load of electricity

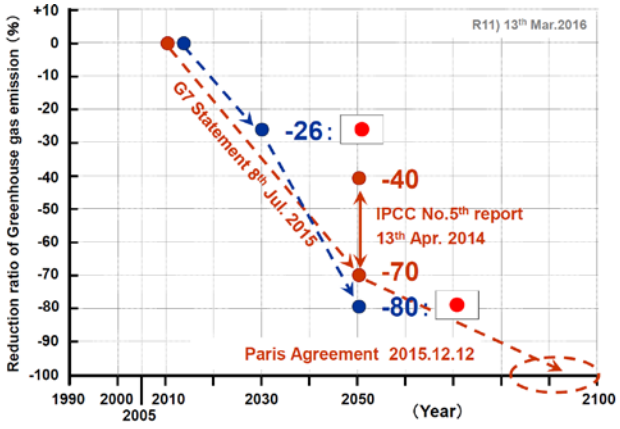



Fig. 5 Target of greenhouse gas emission in Japan

Reference

(1)http://www.nei.org/News-Media/Media-Room/News-Releases/Nuclear-Energy-Should-Be-Part-of-COP21-Agreement

(2)http://www.france24.com/en/20151208-cop21-france-nuclear-energy-struggles

# 国際活動委員会セッション「フランス原子力学会との合同セッション」
# Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Tadashi Narabayasi[1], Mitsuru Uesaka[2], Valerie Faoudon[3], Sunil Felix[4], Takashi Kuroishi[5]
[1]Hokkaido Univ., [2]AESJ, [3]SFEN, [4]French Embassy, [5]MHPS

## 1. Introduction

COP21 Paris—Nuclear for Climate, a global initiative supported by more than 140 regional and national nuclear associations and technical societies, said in a new position paper that a significant expansion of nuclear energy is necessary for the world to achieve an 80 percent reduction in greenhouse gas emissions by 2050.

## 2. France/Japan Joint Sessionof AESJ 2016 Fall Meeting, Chair: Dr. Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

1) Opening and welcoming address: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

2) Joint collaboration address and Report of COP21 Paris

Valerie Faoudon (Director-general President of SFEN)

The position paper urges negotiators at the United Nations Framework Convention on Climate Change Conference of the Parties (COP21) to develop an achievable agreement for the reduction of greenhouse gases that ensures the right of countries to choose nuclear energy in order to reduce greenhouse gas emissions while meeting their energy and development objectives. This choice should not be prejudiced against in any way by the new UNFCCC protocols, specifically with regards to access to climate funding mechanisms such as Green Climate Funds. “We strongly believe the world must use all available low-carbon energy sources, including nuclear energy, if it is to mitigate the effects of climate change and reduce greenhouse gas emissions while meeting development goals and not impeding on economic growth.”(1)

The Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon, who spearheaded the Nuclear for Climate campaign, in what we believe was the first ever COP discussion panel on nuclear and climate. The discussion was held inside the Generation Climate public arena, and attended by more than 200 people. It was a lively and constructive session with contributions from the Sierra Club and other environmentalists in the audience.




Fig.1 Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon(2)

3) Global warming in progress and Increase of $CO_2$ emission in Japan under delay of NPP restart process, Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

As shown in Fig 2, Considering the global warming, rapid increase of population and energy consumption, depletion and ballooning of fossil fuel consumption, “Nuclear Renaissance” should be continued by enhance the nuclear safety. Global warming is in progress and increase of $CO_2$ emission in Japan under delay of NPP restart process. In Germany, green paradox and renewable poverty are the new problem, as the solar and wind power are growing. It is appellant that the greenhouse gases are increasing very rapidly at present.

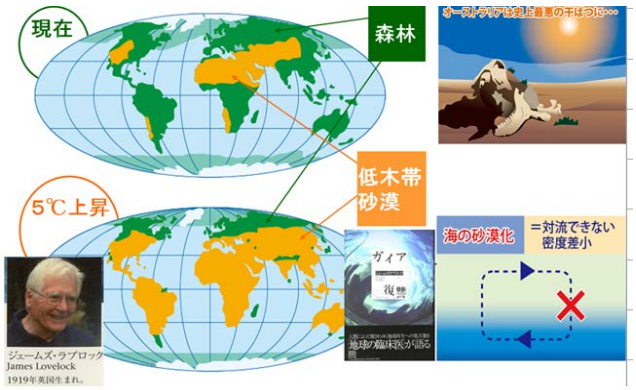



Fig. 2 “Gaea's Revenge” by James Lovelock.

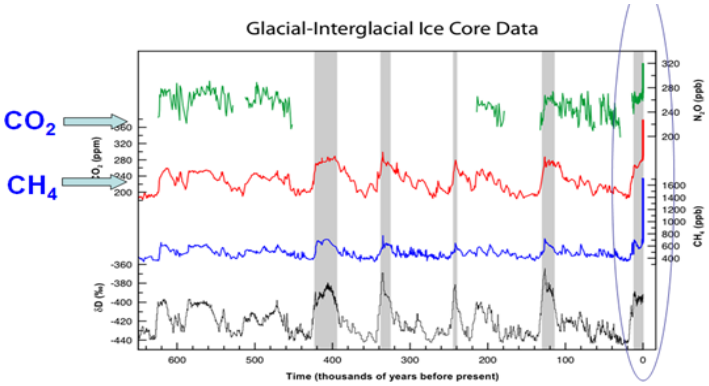



Fig.3 Ice core data show rapid increase of Greenhouse gases

4) Nuclear NPPs Situation and COP21 in France, Sunil Felix (The French Embassy)

France relies on nuclear power for around 75 percent of its electricity needs. So why is nobody talking about nuclear at the big environmental summit hosted by Paris? The huge French pavilion that was built for the COP 21 climate conference includes over a dozen spacious stands showcasing France's leadership in various fields of science, technology, education and ecology. But nowhere does the pavilion mention nuclear energy, completely dismissing this key French sector from the country's energy landscape. Conference participants curious about nuclear power will also find it difficult to find any information on the subject, from either groups who oppose atomic energy or those who defend it. The International Atomic Energy Agency (IAEA) has a booth in the Exhibits Area of the convention center, but denies it is here to advocate the use of nuclear power. Greenpeace, a strong critic of nuclear energy, prepared a briefing for its campaigners in view of the COP 21, but the group is not addressing the issue directly in Paris.



Fig. 4 Chooz NPP, EDF France

5) The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European Power Grid,

Takashi Kuroishi (MHPS)

The role thermal power is to be able to play that complies with theCOP21 Paris agreement. What can thermal power plants contribute in order to supply stable Power? Power grid capability is an indicator for stable power supply. The structure of Power Grid is similar to pooling water in a swimming pool. Fig. 5 shows target of greenhouse gas emission in Japan for the Paris Agreement. Fast Cut Back(FCB)-function continue operating even when the power grid is disconnected. After the power grid is restored, the power plants will swiftly raise its power load to the original rate. Thermal Power can stabilize power supply and nuclear power should supply large load of electricity

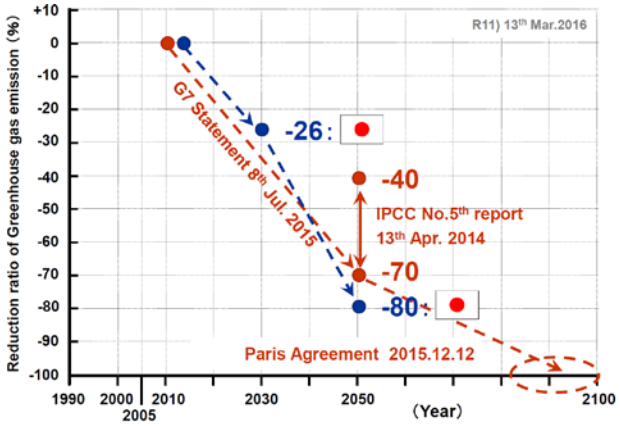



Fig. 5 Target of greenhouse gas emission in Japan

Reference

(1)http://www.nei.org/News-Media/Media-Room/News-Releases/Nuclear-Energy-Should-Be-Part-of-COP21-Agreement

(2)http://www.france24.com/en/20151208-cop21-france-nuclear-energy-struggles

# 国際活動委員会セッション「フランス原子力学会との合同セッション」
# Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Tadashi Narabayasi[1], Mitsuru Uesaka[2], Valerie Faoudon[3], Sunil Felix[4], Takashi Kuroishi[5]
[1]Hokkaido Univ., [2]AESJ, [3]SFEN, [4]French Embassy, [5]MHPS

## 1. Introduction

COP21 Paris—Nuclear for Climate, a global initiative supported by more than 140 regional and national nuclear associations and technical societies, said in a new position paper that a significant expansion of nuclear energy is necessary for the world to achieve an 80 percent reduction in greenhouse gas emissions by 2050.

## 2. France/Japan Joint Sessionof AESJ 2016 Fall Meeting, Chair: Dr. Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

1) Opening and welcoming address: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

2) Joint collaboration address and Report of COP21 Paris

Valerie Faoudon (Director-general President of SFEN)

The position paper urges negotiators at the United Nations Framework Convention on Climate Change Conference of the Parties (COP21) to develop an achievable agreement for the reduction of greenhouse gases that ensures the right of countries to choose nuclear energy in order to reduce greenhouse gas emissions while meeting their energy and development objectives. This choice should not be prejudiced against in any way by the new UNFCCC protocols, specifically with regards to access to climate funding mechanisms such as Green Climate Funds. “We strongly believe the world must use all available low-carbon energy sources, including nuclear energy, if it is to mitigate the effects of climate change and reduce greenhouse gas emissions while meeting development goals and not impeding on economic growth.”(1)

The Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon, who spearheaded the Nuclear for Climate campaign, in what we believe was the first ever COP discussion panel on nuclear and climate. The discussion was held inside the Generation Climate public arena, and attended by more than 200 people. It was a lively and constructive session with contributions from the Sierra Club and other environmentalists in the audience.




Fig.1 Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon(2)

3) Global warming in progress and Increase of $CO_2$ emission in Japan under delay of NPP restart process, Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

As shown in Fig 2, Considering the global warming, rapid increase of population and energy consumption, depletion and ballooning of fossil fuel consumption, “Nuclear Renaissance” should be continued by enhance the nuclear safety. Global warming is in progress and increase of $CO_2$ emission in Japan under delay of NPP restart process. In Germany, green paradox and renewable poverty are the new problem, as the solar and wind power are growing. It is appellant that the greenhouse gases are increasing very rapidly at present.

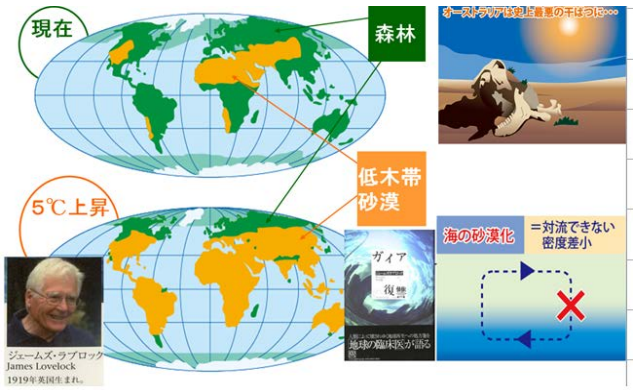



Fig. 2 “Gaea's Revenge” by James Lovelock.

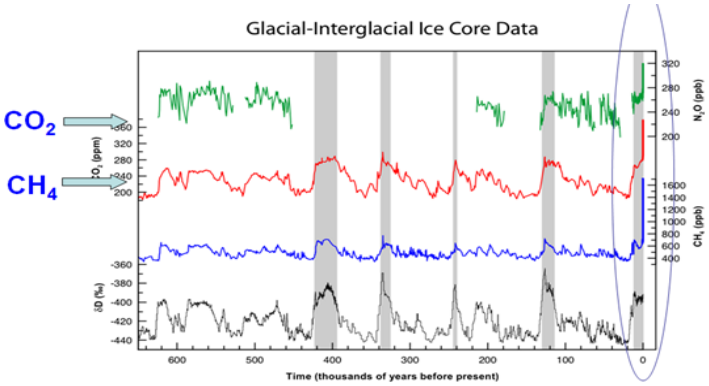



Fig.3 Ice core data show rapid increase of Greenhouse gases

4) Nuclear NPPs Situation and COP21 in France, Sunil Felix (The French Embassy)

France relies on nuclear power for around 75 percent of its electricity needs. So why is nobody talking about nuclear at the big environmental summit hosted by Paris? The huge French pavilion that was built for the COP 21 climate conference includes over a dozen spacious stands showcasing France's leadership in various fields of science, technology, education and ecology. But nowhere does the pavilion mention nuclear energy, completely dismissing this key French sector from the country's energy landscape. Conference participants curious about nuclear power will also find it difficult to find any information on the subject, from either groups who oppose atomic energy or those who defend it. The International Atomic Energy Agency (IAEA) has a booth in the Exhibits Area of the convention center, but denies it is here to advocate the use of nuclear power. Greenpeace, a strong critic of nuclear energy, prepared a briefing for its campaigners in view of the COP 21, but the group is not addressing the issue directly in Paris.



Fig. 4 Chooz NPP, EDF France

5) The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European Power Grid,

Takashi Kuroishi (MHPS)

The role thermal power is to be able to play that complies with theCOP21 Paris agreement. What can thermal power plants contribute in order to supply stable Power? Power grid capability is an indicator for stable power supply. The structure of Power Grid is similar to pooling water in a swimming pool. Fig. 5 shows target of greenhouse gas emission in Japan for the Paris Agreement. Fast Cut Back(FCB)-function continue operating even when the power grid is disconnected. After the power grid is restored, the power plants will swiftly raise its power load to the original rate. Thermal Power can stabilize power supply and nuclear power should supply large load of electricity

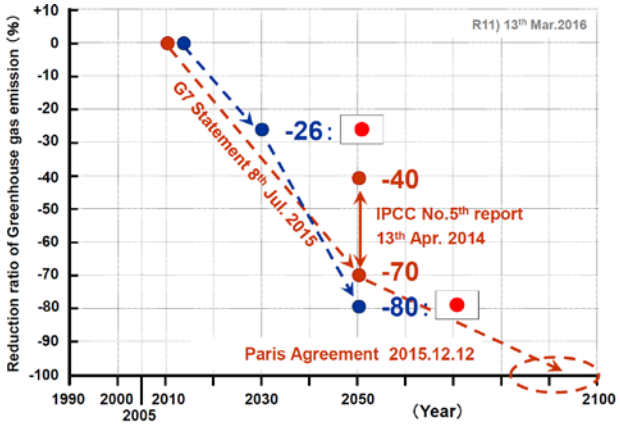



Fig. 5 Target of greenhouse gas emission in Japan

Reference

(1)http://www.nei.org/News-Media/Media-Room/News-Releases/Nuclear-Energy-Should-Be-Part-of-COP21-Agreement

(2)http://www.france24.com/en/20151208-cop21-france-nuclear-energy-struggles

# 国際活動委員会セッション「フランス原子力学会との合同セッション」
# Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Tadashi Narabayasi[1], Mitsuru Uesaka[2], Valerie Faoudon[3], Sunil Felix[4], Takashi Kuroishi[5]
[1]Hokkaido Univ., [2]AESJ, [3]SFEN, [4]French Embassy, [5]MHPS

## 1. Introduction

COP21 Paris—Nuclear for Climate, a global initiative supported by more than 140 regional and national nuclear associations and technical societies, said in a new position paper that a significant expansion of nuclear energy is necessary for the world to achieve an 80 percent reduction in greenhouse gas emissions by 2050.

## 2. France/Japan Joint Sessionof AESJ 2016 Fall Meeting, Chair: Dr. Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

1) Opening and welcoming address: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

2) Joint collaboration address and Report of COP21 Paris

Valerie Faoudon (Director-general President of SFEN)

The position paper urges negotiators at the United Nations Framework Convention on Climate Change Conference of the Parties (COP21) to develop an achievable agreement for the reduction of greenhouse gases that ensures the right of countries to choose nuclear energy in order to reduce greenhouse gas emissions while meeting their energy and development objectives. This choice should not be prejudiced against in any way by the new UNFCCC protocols, specifically with regards to access to climate funding mechanisms such as Green Climate Funds. “We strongly believe the world must use all available low-carbon energy sources, including nuclear energy, if it is to mitigate the effects of climate change and reduce greenhouse gas emissions while meeting development goals and not impeding on economic growth.”(1)

The Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon, who spearheaded the Nuclear for Climate campaign, in what we believe was the first ever COP discussion panel on nuclear and climate. The discussion was held inside the Generation Climate public arena, and attended by more than 200 people. It was a lively and constructive session with contributions from the Sierra Club and other environmentalists in the audience.




Fig.1 Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon(2)

3) Global warming in progress and Increase of $CO_2$ emission in Japan under delay of NPP restart process, Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

As shown in Fig 2, Considering the global warming, rapid increase of population and energy consumption, depletion and ballooning of fossil fuel consumption, “Nuclear Renaissance” should be continued by enhance the nuclear safety. Global warming is in progress and increase of $CO_2$ emission in Japan under delay of NPP restart process. In Germany, green paradox and renewable poverty are the new problem, as the solar and wind power are growing. It is appellant that the greenhouse gases are increasing very rapidly at present.

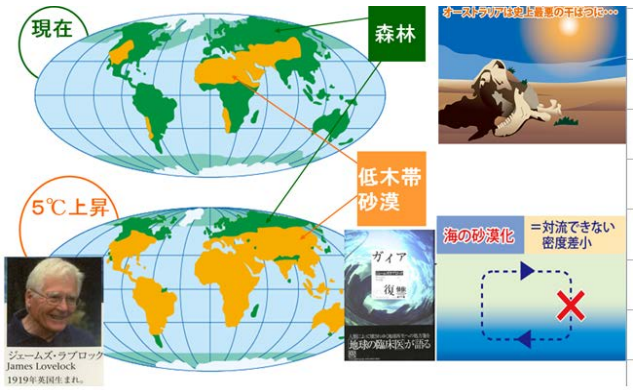



Fig. 2 “Gaea's Revenge” by James Lovelock.

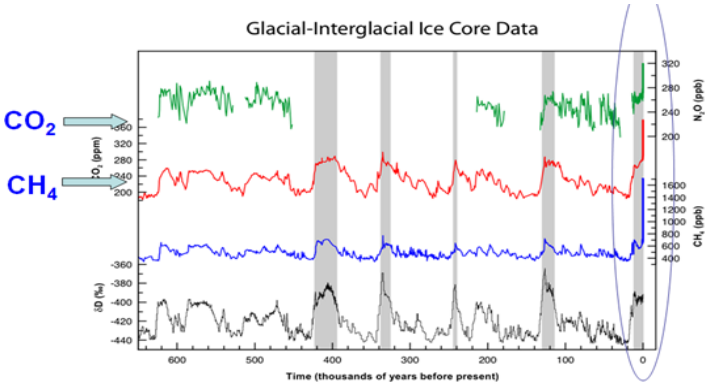



Fig.3 Ice core data show rapid increase of Greenhouse gases

4) Nuclear NPPs Situation and COP21 in France, Sunil Felix (The French Embassy)

France relies on nuclear power for around 75 percent of its electricity needs. So why is nobody talking about nuclear at the big environmental summit hosted by Paris? The huge French pavilion that was built for the COP 21 climate conference includes over a dozen spacious stands showcasing France's leadership in various fields of science, technology, education and ecology. But nowhere does the pavilion mention nuclear energy, completely dismissing this key French sector from the country's energy landscape. Conference participants curious about nuclear power will also find it difficult to find any information on the subject, from either groups who oppose atomic energy or those who defend it. The International Atomic Energy Agency (IAEA) has a booth in the Exhibits Area of the convention center, but denies it is here to advocate the use of nuclear power. Greenpeace, a strong critic of nuclear energy, prepared a briefing for its campaigners in view of the COP 21, but the group is not addressing the issue directly in Paris.



Fig. 4 Chooz NPP, EDF France

5) The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European Power Grid,

Takashi Kuroishi (MHPS)

The role thermal power is to be able to play that complies with theCOP21 Paris agreement. What can thermal power plants contribute in order to supply stable Power? Power grid capability is an indicator for stable power supply. The structure of Power Grid is similar to pooling water in a swimming pool. Fig. 5 shows target of greenhouse gas emission in Japan for the Paris Agreement. Fast Cut Back(FCB)-function continue operating even when the power grid is disconnected. After the power grid is restored, the power plants will swiftly raise its power load to the original rate. Thermal Power can stabilize power supply and nuclear power should supply large load of electricity

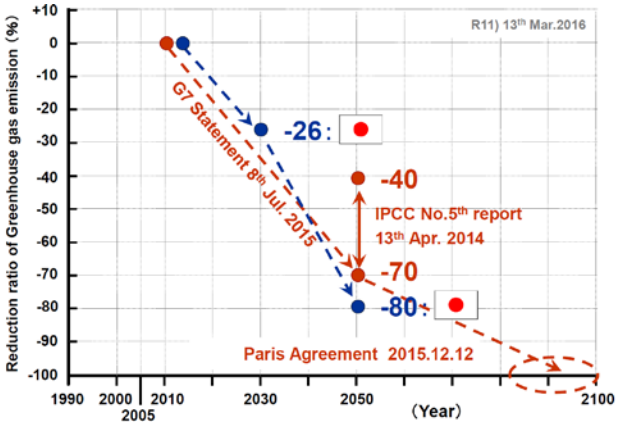



Fig. 5 Target of greenhouse gas emission in Japan

Reference

(1)http://www.nei.org/News-Media/Media-Room/News-Releases/Nuclear-Energy-Should-Be-Part-of-COP21-Agreement

(2)http://www.france24.com/en/20151208-cop21-france-nuclear-energy-struggles

# 国際活動委員会セッション「フランス原子力学会との合同セッション」
# Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Tadashi Narabayasi[1], Mitsuru Uesaka[2], Valerie Faoudon[3], Sunil Felix[4], Takashi Kuroishi[5]
[1]Hokkaido Univ., [2]AESJ, [3]SFEN, [4]French Embassy, [5]MHPS

## 1. Introduction

COP21 Paris—Nuclear for Climate, a global initiative supported by more than 140 regional and national nuclear associations and technical societies, said in a new position paper that a significant expansion of nuclear energy is necessary for the world to achieve an 80 percent reduction in greenhouse gas emissions by 2050.

## 2. France/Japan Joint Sessionof AESJ 2016 Fall Meeting, Chair: Dr. Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

1) Opening and welcoming address: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

2) Joint collaboration address and Report of COP21 Paris

Valerie Faoudon (Director-general President of SFEN)

The position paper urges negotiators at the United Nations Framework Convention on Climate Change Conference of the Parties (COP21) to develop an achievable agreement for the reduction of greenhouse gases that ensures the right of countries to choose nuclear energy in order to reduce greenhouse gas emissions while meeting their energy and development objectives. This choice should not be prejudiced against in any way by the new UNFCCC protocols, specifically with regards to access to climate funding mechanisms such as Green Climate Funds. “We strongly believe the world must use all available low-carbon energy sources, including nuclear energy, if it is to mitigate the effects of climate change and reduce greenhouse gas emissions while meeting development goals and not impeding on economic growth.”(1)

The Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon, who spearheaded the Nuclear for Climate campaign, in what we believe was the first ever COP discussion panel on nuclear and climate. The discussion was held inside the Generation Climate public arena, and attended by more than 200 people. It was a lively and constructive session with contributions from the Sierra Club and other environmentalists in the audience.




Fig.1 Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon(2)

3) Global warming in progress and Increase of $CO_2$ emission in Japan under delay of NPP restart process, Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

As shown in Fig 2, Considering the global warming, rapid increase of population and energy consumption, depletion and ballooning of fossil fuel consumption, “Nuclear Renaissance” should be continued by enhance the nuclear safety. Global warming is in progress and increase of $CO_2$ emission in Japan under delay of NPP restart process. In Germany, green paradox and renewable poverty are the new problem, as the solar and wind power are growing. It is appellant that the greenhouse gases are increasing very rapidly at present.

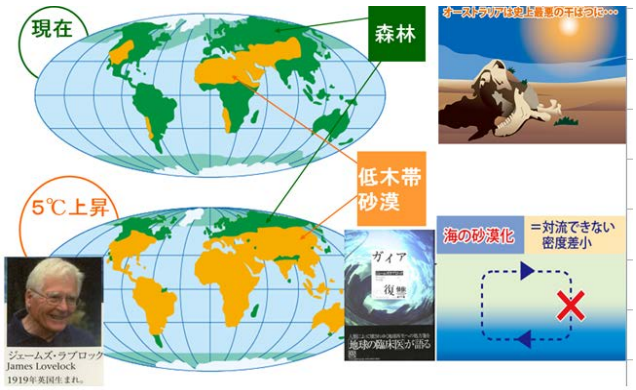



Fig. 2 “Gaea's Revenge” by James Lovelock.

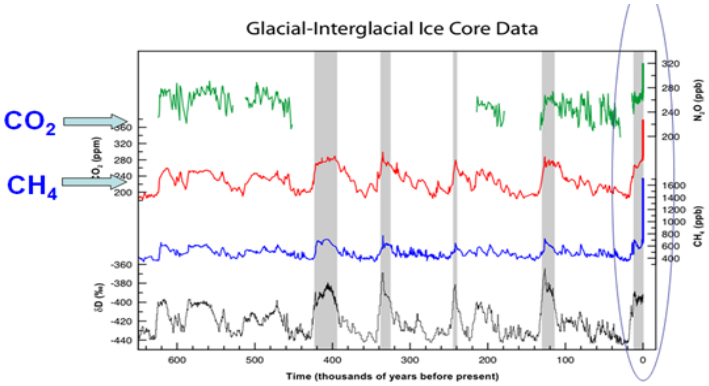



Fig.3 Ice core data show rapid increase of Greenhouse gases

4) Nuclear NPPs Situation and COP21 in France, Sunil Felix (The French Embassy)

France relies on nuclear power for around 75 percent of its electricity needs. So why is nobody talking about nuclear at the big environmental summit hosted by Paris? The huge French pavilion that was built for the COP 21 climate conference includes over a dozen spacious stands showcasing France's leadership in various fields of science, technology, education and ecology. But nowhere does the pavilion mention nuclear energy, completely dismissing this key French sector from the country's energy landscape. Conference participants curious about nuclear power will also find it difficult to find any information on the subject, from either groups who oppose atomic energy or those who defend it. The International Atomic Energy Agency (IAEA) has a booth in the Exhibits Area of the convention center, but denies it is here to advocate the use of nuclear power. Greenpeace, a strong critic of nuclear energy, prepared a briefing for its campaigners in view of the COP 21, but the group is not addressing the issue directly in Paris.



Fig. 4 Chooz NPP, EDF France

5) The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European Power Grid,

Takashi Kuroishi (MHPS)

The role thermal power is to be able to play that complies with theCOP21 Paris agreement. What can thermal power plants contribute in order to supply stable Power? Power grid capability is an indicator for stable power supply. The structure of Power Grid is similar to pooling water in a swimming pool. Fig. 5 shows target of greenhouse gas emission in Japan for the Paris Agreement. Fast Cut Back(FCB)-function continue operating even when the power grid is disconnected. After the power grid is restored, the power plants will swiftly raise its power load to the original rate. Thermal Power can stabilize power supply and nuclear power should supply large load of electricity

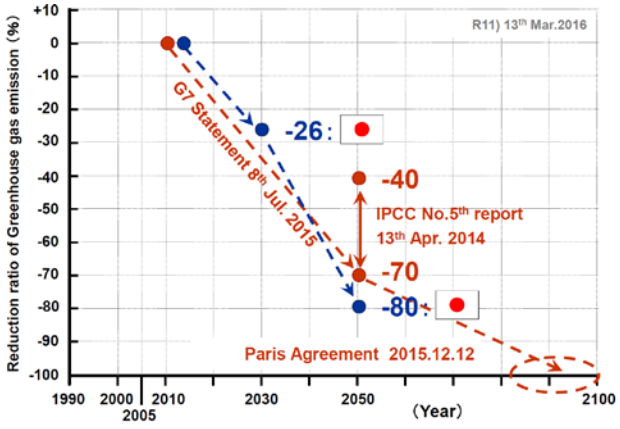



Fig. 5 Target of greenhouse gas emission in Japan

Reference

(1)http://www.nei.org/News-Media/Media-Room/News-Releases/Nuclear-Energy-Should-Be-Part-of-COP21-Agreement

(2)http://www.france24.com/en/20151208-cop21-france-nuclear-energy-struggles

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

Wed. Sep 7, 2016 10:20 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 1:20 AM - 3:00 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [1B01-06] Fuel Cladding 1

Chair: Kan Sakamoto (NFD)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

### [1B01] Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

(1)Corrosion rate

*Tomofumi Sakuragi[1], Satoshi Yoshida[1], Kato Osamu[2], Tateishi Tsuyoshi[3] (1.rwmc, 2.Kobelco, 3.Kobelco research institute)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

### [1B02] Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

(2)Property evaluation of Zircaloy oxide

*Yoko Ikeda[1], Teppei Otsuka[2], Tomofumi Sakuragi[3], Satoshi Yoshida[3] (1.Nippon Steel & Sumikin Technology, 2.Kindai Univ., 3.Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

### [1B03] Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

(3)Factors influencing corrosion behaviors of Zircaloy

*Teppei Otsuka[1], Kenichi Hashizume[2], Osamu Kato[3], Tsuyoshi Tateishi[4], Tomofumi Sakuragi[5], Satoshi Yoshida[5] (1.Kindai Univ., 2.Kyushu Univ., 3.Kobelco, 4.Kobelco research Inst., 5.RWMC)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

### [1B04] Tritium diffusion in oxygen-dissolved zirconium

*takaya moritama[1], Kenichi Hashizume[1], Teppei Otsuka[2], Osamu Kato[3], Tsuyoshi Tateishi[4] (1.Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu University, 2.Kindai University, 3.KOBE STEEL, LTD, 4.KOBELCO RESEARCH INSTITUTE. INC)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

### [1B05] Effects of Dissolved Oxygen on Corrosion behavior of NITE-SiC/SiC Cladding under High Temperature/Pressurized Water

*Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Masato Honma[2], Eri Yanagiya[2], Hirotatsu Kishimoto[1], Akira Kohyama[2] (1.Muroran Institute of Technology, 2.OASIS, Muroran Institute of Technology)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

### [1B06] Microstructure and Mechanical Properties of Bonding Interface of NITE-SiC/SiC Composite by Brazing

*Atsuki Yoshihara[1], Yuuki Asakura[2], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Hirotatsu Kishimoto[1], Akira Kohyama[2] (1.Muroran Institute of Technology, 2.Muroran Institute of Technology Organization of Advanced Susta inability Initiative for Energy System/Materials)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# 処分環境下におけるジルカロイの腐食挙動
# （1）腐食速度

Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

(1) Corrosion rate

*桜木 智史[1]，吉田 誠司[1]，加藤 修[2]，建石 剛[3]

[1]原環センター，[2]神戸製鋼所，[3]コベルコ科研

地層処分後の燃料被覆管の腐食挙動を評価するため、処分環境を模擬した溶液中でジルコニウム合金の腐食によって生成する水素量を水素ガスおよび吸収量あわせて測定した。生成水素量は時間とともに放物線則で減少し、腐食速度に換算すると、処分の安全評価で使われている腐食速度 0.02 μm/y よりも十分小さいことが分かった。

**キーワード**：ジルカロイ、腐食、地層処分

## 1. 緒言

使用済みの燃料を再処理した際に発生する被覆管等の金属残さは地層処分される予定である。これらの放射化金属廃棄物に含まれる核種（炭素 14 等）は、金属の腐食にともなって地質環境中に放出されると考えられており、これまでの安全評価ではジルカロイの腐食速度として 0.02 μm/y（被覆管からの核種放出期間として 11,400 年）が使われている[1]。そこで、処分環境として想定される複数の条件下において、腐食反応で生成する水素量を吸収量も含めて測定し、現実的なジルカロイの腐食速度を評価した。

## 2. 実験

ジルコニウムおよびジルカロイを所定のサイズ・厚さに加工し、水素濃度 10 ppm 程度となるよう真空焼鈍処理した。ガラスアンプル中で地層処分の環境を模擬した溶液と所定温度にて接触させた。所定の時間経過後、生成した水素ガスおよびジルカロイ中の水素吸収量を測定し、$Zr + 2H_2O = ZrO_2 + 4H$ の反応を仮定することで腐食速度および水素吸収率を求めた。

## 3. 結果

図に結果を示す。腐食速度は経時的に低下し数年後には極めて遅くなる。材料や溶液組成によって若干の差異が見られ、また、温度依存性があるが、処分施設は設計上 80℃以下となるため、長期的にも現在の設定値（0.02 μm/y）を十分下回ると評価できる。一方で、低温での腐食機構や核種放出との相関といった課題が残っている。

※本発表は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である平成 27 年度「地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発」の成果の一部である。

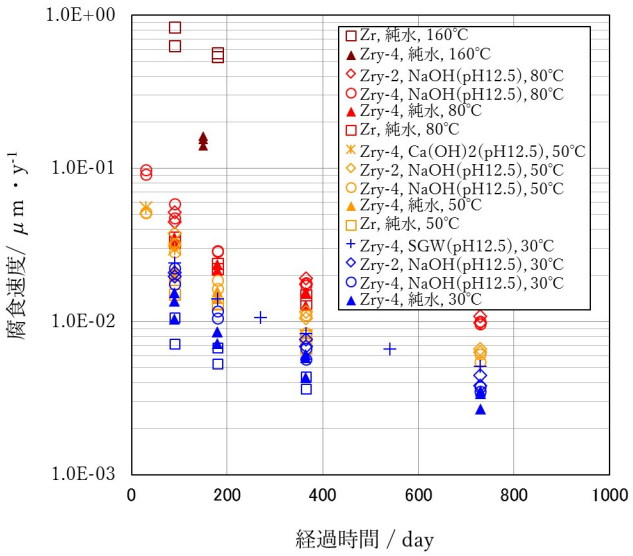



図　水素測定で得られたジルカロイの腐食速度

## 参考文献

[1] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構“TRU 廃棄物処分技術検討書-第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ-”(2005).

---

*Tomofumi Sakuragi[1], Satoshi Yoshida[1], Osamu Kato[2] and Tsuyoshi Tateishi[3]

[1]Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [2]Kobe Steel, Ltd., [3]Kobelco Research Institute, Inc.

# 処分環境下におけるジルカロイの腐食挙動
# （2）酸化膜の性状評価

Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

(2) Property evaluation of Zircaloy oxide

*池田 陽子[1]，大塚 哲平[2]，桜木 智史[3]，吉田 誠司[3]

[1]日鉄住金テクノロジー，[2]近畿大学，[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

ジルカロイ 4 の酸化膜性状に対する腐食温度の影響を調べるために、180℃～270℃純水中腐食試験で生成された酸化膜の結晶構造について、放射光 X 線回折を用いて評価、比較した。

**キーワード：**ジルカロイ、腐食、酸化膜、放射光

## 1. 緒言

地層処分環境下（低温、30℃～80℃）におけるジルカロイの腐食挙動評価の信頼性を高めることを目的として、高温（300℃前後）における腐食知見の低温への適応性が検討されており、腐食により形成される酸化膜特性評価が重要となっている。酸化膜性状に対しては、腐食温度や過程、酸化膜の厚さが影響する可能性があり、今回は生成する温度の影響に着目し、異なる温度条件でジルカロイ 4 に一定厚さの酸化膜を生成させ、放射光 X 線回折に供した。

## 2. 試験

(1) 試料：ジルカロイ 4 (0.9mmT×15mmW×45mmL)

(2) 腐食試験：試料表面に厚さ約 100nm～150nm 程度の酸化膜を生成させることを目的とし、180℃，210℃，240℃，270℃純水中で腐食試験を実施した。腐食時間は Hillner の高温腐食式[1]より算出した。腐食試験後、腐食増量 15mg/dm$^2$=酸化膜厚さ 1μm[2]として酸化膜厚さを求めた。

(3 )放射光 X 線回折(XRD)：酸化膜の結晶構造の同定には、佐賀県立九州シンクロトロン光研究センターのビームライン(BL15)と薄膜 X 線回折装置を用いた。

## 3. 結果

180℃および 270℃で形成した厚さ約 150nm の酸化膜の XRD 測定結果を図 1､図 2 に示す｡図中の白四角(□)は正方晶 $ZrO_2$(m-$ZrO_2$)、黒三角(▲)は単斜晶 $ZrO_2$(t-$ZrO_2$)のピーク位置を示している。正方晶と単斜晶のピーク比から、腐食温度が高くなるにつれて酸化膜中の正方晶 $ZrO_2$ の占める割合が少なくなることが示され、ジルカロイ酸化膜の結晶構造の変化は、必ずしも酸化膜厚さだけでなく、腐食温度の影響を受ける可能性が示唆された。

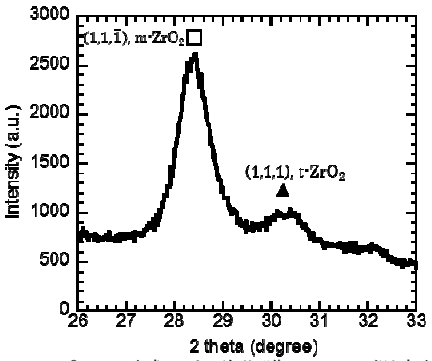



図 1　180℃で形成した酸化膜の XRD 測定結果

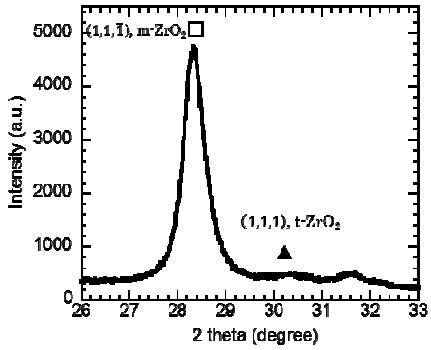



図 2　270℃で形成した酸化膜の XRD 測定結果

※本発表は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である平成 27 年度「地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発」の成果の一部である。

### 参考文献

[1] E. Hillner, ASTM STP 633 (1977) 211-235

[2] D. D. Lanning, A. B. Johnson, D. J. Trimble and S. M. Boyd, ASTM STP 1032 (1989) 3-19

---

*Yoko Ikeda[1], Teppei Otsuka[2], Tomofumi Sakuragi[3], and Satoshi Yoshida[3]

[1] Nippon Steel & Sumikin Technology, [2] Kindai Univ, [3] Radioactive Waste Management Funding and Research Center.

# 処分環境下におけるジルカロイの腐食挙動
# （3）諸要因の検討

Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

(3) Factors influencing corrosion behaviors of Zircaloy

*大塚哲平[1]、橋爪健一[2]、加藤修[3]、建石剛[4]、吉田誠司[5]、桜木智史[5]

[1]近大，[2]九大・総理工，[3]神鋼，[4]コベルコ科研，[5]原環センター

室温近傍におけるジルカロイ-4 の腐食挙動に及ぼす水素化の影響は小さいことがわかった。また、予め表面酸化膜が存在すると、ジルカロイ-4 の腐食または水素の取り込みが抑制されることが示唆された。

**キーワード：**トリチウム，ジルカロイ，酸化物，水素化物，腐食，水素吸収

**1. 緒言**　地層処分されるジルコニウム（Zr）合金は、表面には酸化膜が存在し、内部には酸素および水素が溶解している。このような材料側の諸因子が Zr 合金の腐食挙動に及ぼす影響を明らかにするために、本研究ではトリチウムトレーサー技術を応用し、腐食により気相中に発生した水素および合金母材中に吸収された水素を定量評価した。

**2. 実験方法**　試料として、薄板状（0.1 mm 厚さ）のジルカロイ-4（受入材）、水素を吸収させたもの（水素化材、濃度 500 wt-ppm）、および、予め 1.2 μm 厚さの酸化膜を形成させたもの（酸化材）を用いた。ガラスアンプル中において、受入材および水素化材をトリチウム（T）を含んだ純水（pH=7, T/H=5.4x$10^{-7}$）に浸漬した後、気相を窒素ガスに置換してからアンプルを封じ切った。つぎにアンプルを 303 K の恒温槽中で保持することにより、4～20 ヶ月かけて腐食試験を実施した。純水中腐食試験後、気相中の T および母材中に吸収された T を水状にして捕集し、液体シンチレーション計測（LSC）法により定量した[1]。また、酸化材については、純水中腐食試験と同様に、受入材および酸化材を NaOH 水溶液（pH=12.5, T/H=7.8x$10^{-8}$）中に浸漬し、1～8 ヶ月間の腐食試験を実施した。腐食試験後、各材を真空中で 873 K で加熱し、表面に吸着した T を除去した。つぎに、1073 K で加熱し、放出されてきた T を水状にして捕集し、LSC 法で定量した。純水および NaOH 水溶液中のトリチウム濃度（T/H 比）が気相および母材中で保たれているとして、水素量を算出した。

**3. 結果および考察**　図 1 に(a) 純水中腐食試験および(b) NaOH 水溶液中腐食試験後の気相中水素発生速度および母材の水素吸収速度を示す。純水中において、受入材の腐食に伴う気相中水素発生速度は水素化材と同程度であった。一方、水素吸収速度は水素化材のほうが受入材よりもやや大きかった。これは水素化材の腐食速度が受入材よりもやや大きいか、または T の水素化材への吸収が同位体交換反応により促進されたためと考えられる。NaOH 水溶液中では、受入材に比べ、酸化材の水素吸収速度は 1/10 程度であることがわかった。また、受入材において純水中よりも NaOH 水溶液中の腐食に伴う水素吸収速度が 2 倍程度に大きいことが示唆された。今後は、純水中およびアルカリ性水溶液中の酸化材・水素化材の腐食挙動に及ぼす腐食温度依存性を調査する予定である。

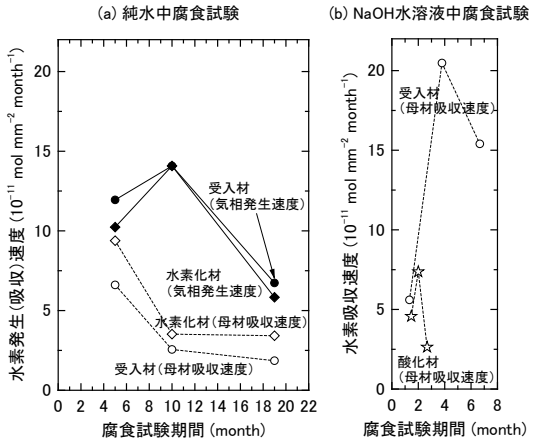



図 1　(a) 純水中腐食試験および(b) NaOH 水溶液中腐食試験後の気相への水素発生速度および母材の水素吸収速度

※本発表は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である平成 27 年度「地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発」の成果の一部である。

**参考文献**

[1] 2013 年日本原子力学会　秋の大会 O30（八戸工大）

*Teppei Otsuka[1], Kenichi Hashizume[2], Osamu Kato[3], Tsuyoshi Tateishi[4], Satoshi Yoshida[5] and Tomofumi Sakuragi[5]

[1]Kindai Univ., [2]Kyushu Univ., [3]Kobelco, [4]Kobelco Research Inst., [5]RWMC

# 酸素溶解ジルコニウム中のトリチウム拡散

Tritium diffusion in oxygen-dissolved zirconium

*森玉 貴也[1]，橋爪 健一[1]，大塚 哲平[2]，加藤 修[3]，建石 剛[4]

[1]九州大学，[2]近大，[3]神鋼，[4]コベルコ科研

ジルコニウム(Zr)に高濃度で溶解している酸素が、Zr 中の水素拡散挙動に及ぼす影響をトリチウムトレーサー技術によって調べた。10%酸素溶解 Zr の水素拡散係数は、純 Zr より大きくなる傾向が見られた。

**キーワード：Zr、水素、溶解酸素、トリチウム、拡散係数**

## 1. 緒言

軽水炉の燃料被覆管として用いられるジルカロイは、冷却水と被覆管の反応により表面には酸化膜($ZrO_2$)が形成し、その下部には、酸素が高濃度に溶解した領域が存在していることが知られている。また、被覆管の酸化反応時に生成する水素の一部は、被覆管内へ溶解し、被覆管寿命に影響を及ぼすことも知られている。しかしながら、酸素が溶解しているジルコニウム中の水素拡散係数のデータは十分に得られていない。本研究では、酸素溶解 Zr 試料を作製し、トリチウムイメージングプレート（TIP）法を用いて、試料内の水素深さ分布の測定から溶解酸素の Zr 中の水素拡散挙動に及ぼす影響を調べた。

## 2. 実験

試料として、純 Zr および Zr に酸素を 5～28.2%溶解させたもの（Zr と $ZrO_2$ を混合し、HIP 法により作製）を用いた。試料は約 5mm 角とした。酸素溶解試料については、X 線回折法により酸素が溶解していることを確認した。試料へのトリチウムの注入は DC グロー放電（400V、水素圧 0.60torr）を用いて、室温および 200℃で所定の時間トリチウム注入実験を行い、トリチウムガスを回収した後、試料を取り出した。室温注入では、試料取出し後、300℃で加熱を行い、トリチウムを試料内部へと拡散させた。その後、試料の注入面を半分に切断し、切断面をイメージングプレート（FUJI FILM TR2025）に密着させ所定の時間暗所で露光し、それを IP リーダー（FUJI FILM BAS2500）にかけてトリチウム濃度分布を測定した。

## 3. 結果

作製試料の密度はアルキメデス法により理論密度に近い値となった。図 1 に Zr 中の軽水素の拡散係数の文献値[(2-4)]と実験結果の比較を示す。300℃における純 Zr の実験結果は文献値に近いものであった。酸素が 10%溶解している Zr では純 Zr よりもトリチウム拡散係数は大きくなる傾向にあったが、過去の純 Zr の報告値の範囲内であった。今後さらにデータを集積し、発表では溶解酸素の水素拡散への影響を議論したい。

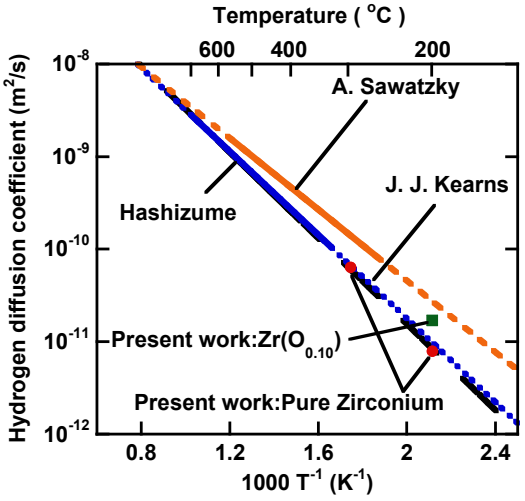



図 1　Zr 中の水素拡散係数

**参考文献**

[1] K.Hashizume, *et al.*: *J. Nucl. Sci. Technol.,* 31 (1994) 1298.

[2] J. J. Kearns, *et al.*: *J. Nucl. Mater.,* 43 (1972) 330.

[3] A. Sawatzky, *et al.*:*J. Nucl. Mate.r.,* 2 (1960) 65.

*Takaya Moritama[1], Kenichi Hashizume[1], Teppei Otsuka[2],Osamu Kato[3] and Tsuyoshi Tateishi[4]

[1]Kyushu Univ., [2]Kindai Univ., [3]Kobe Steel Ltd., [4]Kobelco Research Ins.

# 高温高圧水中における NITE-SiC/SiC 被覆管の材料挙動に及ぼす溶存酸素量の影響

Effects of Dissolved Oxygen on Corrosion Behavior of NITE-SiC/SiC Cladding under High Temperature/Pressurized Water

*中里 直史[1]，朴 峻秀[2]，本間 将人[2]，柳谷 絵里[2]，岸本 弘立[1]，香山 晃[2]
[1]室蘭工業大学、[2]室蘭工業大学 OASIS

本研究では溶存酸素量をパラメータとした動的な高温高圧水浸漬試験から、高温高圧水中における NITE-SiC/SiC 被覆管の材料挙動に及ぼす溶存酸素量の影響について報告する。

**キーワード**：燃料被覆管，SiC/SiC 複合材料，NITE 法，腐食挙動，水化学挙動

## 1. 緒言

SiC/SiC 複合材料製燃料被覆管を用いた燃料ピン概念は軽水炉の安全性を向上させる革新的な技術の 1 つである。室蘭工業大学では構造用複合材料製造技術の 1 つである NITE 法を用いた SiC/SiC 燃料被覆管の実用化に向けた製造基盤技術研究を推進している。NITE-SiC/SiC 被覆管はハルデン原子炉の炉内装荷基準である高い気密性を満足させ、ハルデン原子炉において炉水内・中性子照射試験を成功させた。ハルデン原子炉での数種類の水化学条件における照射試験から、水化学条件が及ぼす NITE-SiC/SiC 被覆管の材料挙動データが得られているが、より多くの水化学条件下での材料挙動データの蓄積は必要である。本研究では溶存酸素量をパラメータとした炉外での動的な高温高圧水浸漬試験から、NITE-SiC/SiC 被覆管の材料挙動に及ぼす溶存酸素量（DO）の影響評価を目的とする。

## 2. 実験方法

非照射下における高温高圧水中の腐食試験の供試材は、外径 12 mm/内径 10mm 長さ 100-200 mm の NITE 法により作製した SiC/SiC 被覆管である。高温高圧水浸漬試験は室蘭工業大学の高温高圧水環境下材料試験を用い、温度：288℃、圧力：8.2 MPa、流量：15 L/h、溶存損酸素量：10-1000 ppb、試験時間：<720 h にて実施した。試験後の評価として、重量測定、光学顕微鏡及び SEM による微細組織観察、ICP 発光分析による試験中にサンプリングした環境水の水化学評価を行った。

## 3. 結果

本試験装置では試験中の試料室内の温度、圧力、流量に加え、試料室を流れる環境水の入口側と出口側の DO 及び電気伝導度データをオンラインで得られる。また試験中における環境水の取得も可能であるため、各計測データと試験水中の溶出元素の化学分析を組み合わせることで、試験中においても材料挙動が把握できる可能性がある。本研究では水質解析を用いた材料挙動評価技術の確立も目指している。図 1 に浸漬試験時の温度、試験水の入口側と出口側の電気伝導度データを示す。本試験は溶存酸素量 250 ppb で試験した、試験開始から 30 h までの結果である。入口側の電気伝導度は昇温から保持まで一定で推移している。一方、出口側では昇温開始と共に電気伝導度が増加していき、最高温度到達付近でピークを示し、その後は緩やかに減少していく。この挙動は昇温に伴う試料からの溶出を捉えていると考えられる。発表では環境水の化学分析結果との解析も含め、溶存酸素量が及ぼす材料挙動への影響について報告する。

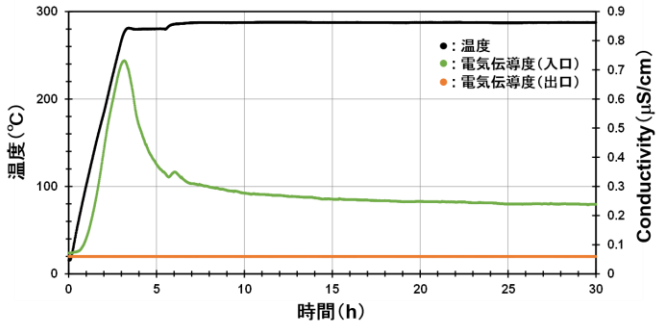



図 1　高温高圧水浸漬試験中の温度・電気伝導度データ

*Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Masato Honma[2], Eri Yanagiya[2], Hirotatsu Kishimoto[1] and Akira Kohyama[2]
[1]Muroran Institute of Technology, [2]OASIS, Muroran Institute of Technology

# NITE-SiC/SiC 複合材料のロウ付け接合界面部の微細組織と強度特性

Microstructure and Mechanical Properties of
Bonding Interface of NITE-SiC/SiC Composite by Brazing

*吉原　厚樹[1]，朝倉　勇貴[2]，中里　直史[1]，朴　峻秀[2]，岸本　弘立[1]，香山　晃[2]
[1]室蘭工業大学，[2]室蘭工業大学 環境・エネルギーシステム材料研究機構（OASIS）

室蘭工業大学では軽水炉用の SiC/SiC 燃料被覆管の研究開発を推進しているが、端栓封止技術を始めとする接合技術は実用化への鍵を握る技術の一つである。加圧を必要としないロウ付け法での接合は SiC 材料同士の接合や金属との接合において必要性が高く、本研究ではロウ付け法で接合した NITE-SiC/SiC 複合材料の微細組織と強度特性について議論する。

**キーワード：**NITE 法，SiC/SiC 複合材料，ロウ付け

## 1.諸言

室蘭工業大学では SiC/SiC 複合材料製燃料被覆管の実用化に向けた研究開発を推進している。被覆管製造においては端栓封止のための接合技術は必要とされ、また研究開発における原子炉照射実験でも金属材料との接合技術が必要とされる。軽水炉用の被覆管の接合法には強度が要求されるだけでなく、ガス気密性や炉水中での耐食性など軽水炉環境特有の性能が要求され、これに基づいた接合法研究が必要とされる。ロウ付け接合法は加圧を必要とせず接合温度の選択肢が広いため、実用化研究における接合法や将来の端栓封止技術として期待は大きい。ロウ付け法は熱の影響も少なく、素材と条件次第では強度と気密性が確保できる接合法であるが、一般にセラミックは濡れ性に乏しく、基礎的段階から研究を開始する必要がある。本研究ではロウ付け技術確立の当初目標として、NITE-SiC/SiC 燃料被覆管の軽水炉内実験に適したロウ付け接合技術の確立を目的としている。活性金属である Ti を含んだロウ材を選定し、濡れ性評価と NITE-SiC/SiC 同士を接合した界面部の微細組織と強度特性について議論する。

## 2.実験

供試材には NITE-SiC/SiC 板材を用い、ロウ材には 37.5Ti-37.5Zr-25Cu、25Ti-25Zr-50Cu、50Ti-50Cu、27Ti-73Cu の 4 種類の粉末を用いた。NITE-SiC/SiC 板材表面に各種ロウ材を塗布し真空中で溶融・凝固させ、レーザー顕微鏡によりロウ材の接触角を測定して濡れ性の評価を行った。これらのロウ材を用いて保持温度～1300℃、保持時間 10 分、雰囲気真空中の条件で、SiC/SiC 板材同士の接合材を作製し、SEM による微細組織観察、EDS による元素分析、カンチレバーせん断試験による強度特性評価を行った。

## 3.結果

本稿では 37.5Ti-37.5Zr-25Cu をロウ材として用いた結果について示す。ロウ材を用いた NITE-SiC/SiC 板材の表面粗さと濡れ性の関係評価では、平均表面粗さ 2.2 μｍでは70°、平均表面粗さ3.6μｍでは110°となり、表面粗さが小さいほど接触角は小さくなる事が認められた。図 1 にロウ付け法で接合した NITE-SiC/SiC 複合材料の界面部の SEM による反射電子像を示す。接合界面部にクラックや空隙は観察されずロウ付けが可能であることが示された。SiC/SiC 複合材料中にロウ材成分が拡散し、またロウ材のコントラストからロウ材が複数の相から形成されていることが示唆される。当日は接合界面部の詳細な微細組織構造と元素分析結果、せん断試験による接合界面の強度特性評価について報告する。

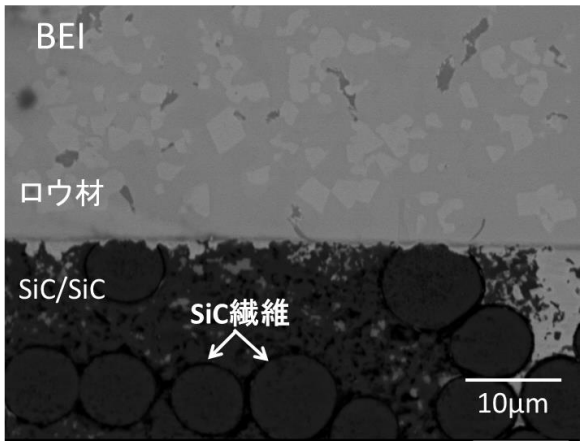



図 1 ロウ材と SiC/SiC の界面部の反射電子像

*Atsuki Yoshihara[1],Yuuki Asakura[2],Naofumi Nakazato[1],Joon-Soo Park[2],Hirotatsu Kishimoto[1],Akira Kohyama[2]
[1]Muroran Institute of Technology,[2]OASIS

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 5:45 AM - 7:55 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [1B07-14] Fuel Cladding 2

Chair: Katsuhiko Fujii (INSS)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [1B07] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(1)Overview of project

*Kan Sakamoto[1], Mutsumi Hirai[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Takao Kondo[6], Shinichiro Yamashita[5] (1.NFD, 2.Hokkaido Univ., 3.Kyoto Univ., 4.GNF-J, 5.JAEA, 6.Hitachi GE)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [1B08] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(2)Lattice and whole core evaluation

*Sho Takano[1], Daisuke Goto[1], Kazuyuki Kusagaya[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Akihiko Kimura[4], Shinichiro Yamashita[5] (1.GNF-J, 2.NFD, 3.Hokkaidou Univ., 4.Kyoto Univ., 5.JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [1B09] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(3)Fuel behavior analysis

*Kazuyuki Kusagaya[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Akihiko Kimura[4], Shinichiro Yamashita[5] (1.GNF-J, 2.NFD, 3.Hokkaido Univ., 4.Kyoto Univ., 5.JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [1B10] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(4)Manufacturing of FeCrAl-ODS steels

*Shigeharu Ukai[1], Naoko Oono[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Shinichiro Yamashita[5] (1.Hokkaido University, 2.NFD, 3.Kyoto University, 4.GNF-J, 5.JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

### [1B11] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(5)Tritium permeability measurement

*Mutsumi Hirai[1], Kan Sakamoto[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Teppei Otsuka[5], Shinichiro Yamashita[6] (1.NFD, 2.Hokkaido Univ., 3.Kyoto Univ., 4.GNF-J, 5.Kyushu Univ., 6.JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

### [1B12] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(6)Welding and inspection

*Akihiko Kimura[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Shinichiro Yamashita[4], Kazuyuki Kusagaya[5] (1.Kyoto Univ., 2.NFD, 3.Hokkaido Univ., 4.JAEA, 5.GNF-J)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

### [1B13] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(7)Irradiation behavior evaluation

*Shinichiro Yamashita[1], Keietsu Kondo[1], So Aoki[1], Naoyuki Hashimoto[2], Shigeharu Ukai[2], Kan Sakamoto[3], Mutsumi Hirai[3], Akihiko Kimura[4], Kazuyuki Kusagaya[5] (1.JAEA, 2.Hokkaido Univ., 3.NFD, 4.Kyoto Univ., 5.GNF-J)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[1B14] Microstructural evolution in Fe-Cr-Al alloys under irradiation

*Kodai Toyota[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1] (1.Hokkaido University)

4:45 PM - 4:55 PM JST | 7:45 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発 (1) 全体概要

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(1) Overview of project

*坂本　寛[1]，平井　睦[1]，鵜飼重治[2]，木村晃彦[3]，草ヶ谷和幸[4]，近藤貴夫[5]、山下真一郎[6]

[1]NFD，[2]北大，[3]京大，[4]GNF-J，[5]日立 GE，[6]JAEA

事故耐性を有する改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷を目標に H27 年度より研究開発を実施している。本発表では平成 27 年度に得られた成果の全体概要を紹介する。

**キーワード：**事故耐性、燃料被覆管、シビアアクシデント、BWR、酸化物分散強化、フェライト鋼

## 1. 緒言

軽水炉の安全性向上に資するため、事故耐性を高めた新型燃料部材について、国内外での技術開発成果及び新たに取得する知見を基に、既存軽水炉に装荷可能な形で設計・製造するために必要となる技術基盤の整備が経済産業省の技術基盤整備事業(備考)において実施されている。本シリーズ発表では、改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発について、その実施成果を紹介する。

## 2. 成果概要

### 2-1. 既存軽水炉に装荷した場合の影響評価

現行の 9×9 燃料(A 型)の Zry 部材を FeCrAl-ODS 鋼等に置換した場合を想定し、炉心設計・プラントの運転、事故及び過酷事故時の事故進展、燃料ふるまい解析手法、燃料の輸送・貯蔵方法を対象とし、影響評価を行った。炉心設計・プラントの運転、燃料ふるまい解析では、燃料被覆管を FeCrAl-ODS 鋼とした場合、被覆管肉厚を約半分にすることで炉心の成立性、設計成立性が確保されることが確認された。事故及び過酷事故時では、水素発生量低減効果と注水による燃料破損防止ポテンシャルが確認された。

### 2-2. 解析・評価に必要な材料物性データ等、欠落データ取得

開発課題マップにより解析・評価に必要と識別された材料物性データ（高温水中腐食特性、高温水蒸気酸化特性、トリチウム透過特性、機械的特性、照射特性）の取得準備と拡充を進めた。試験材の製作及びキャラクタリゼーションを行い、材料物性データを取得した結果、優れた高温水蒸気酸化耐性、高い強度が認められた。また、今後必要となる接合技術に関する調査も行い、既存接合技術（電子ビーム溶接）で十分な接合強度が得られることも確認された。

### 2-3. 技術成熟度の整理

技術成熟度(TRL： Technology Readiness Level)を指標として、技術分野毎に成熟度を整理した結果、概ね TRL-3（工学化の開発課題と開発目標の明確化、工学的に実用化が達成可能な範囲）～TRL-4（プロトタイプ新型燃料部材の設計パラメータの確立）の段階にあり、短中期的に TRL-4 達成を目指すべき新型燃料部材であると整理された。

**備考：**本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２７年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

* Kan Sakamoto[1], Mutsumi Hirai[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Takao Kondo[5], Shinichiro Yamashita[6], [1]NFD, [2]Hokkaido-Univ., [3]Kyoto-Univ., [4]GNF-J, [5]Hitachi GE, [6]JAEA

# 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発
# （2）燃料断面核特性・炉心特性評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings
(2) Lattice and whole core evaluation

*高野 渉[1]，後藤 大輔[1]，草ヶ谷 和幸[1]，坂本 寛[2]，平井 睦[2]，
鵜飼 重治[3]，木村 晃彦[4]，山下 真一郎[5]
[1]GNF-J，[2]NFD，[3]北海道大学，[4]京都大学，[5]JAEA

BWR への装荷を目標として、事故耐性を有する改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を実施している。改良ステンレス鋼を使用した場合の核・熱的特性の解析を行い、その成立性を確認した。
**キーワード**：燃料被覆管，BWR，酸化物分散強化，フェライト鋼，核・熱的特性

## 1. 緒言

事故時に代表されるような高温下において、現在使用されている Zry は水との酸化反応により発熱し、水素が発生するなど、燃料の健全性確保が課題となっている。Zry に代わる材料の一つとして、FeCrAl-ODS 鋼や炭化ケイ素(SiC)が挙げられる。FeCrAl-ODS 鋼はその実現性が見込まれる一方、中性子の吸収断面積が大きく反応度の低下が懸念されている。そこで FeCrAl-ODS 鋼を適用し、燃料断面、炉心体系での特性評価を実施した。

## 2. 評価条件

本発表では、今後我が国の BWR の主流になると考えられる ABWR を対象プラントとした。ABWR の定格熱出力は 3926 MW、燃料体数は 872 体であり、使用する燃料は 9x9 燃料(A 型)、炉心運転期間及び取出平均燃焼度はそれぞれ 13 ヶ月、45 GWd/t とする。なお、解析コードは既存炉の炉心設計で用いられてきた TGBLA Ver. 3 / LOGOS Ver. 5 を使用した。

## 3. 燃料断面核特性評価

現行の燃料被覆管、ウォーターロッド(WR)及びチャンネルボックス(Ch. Box)を FeCrAl-ODS 鋼に置換した場合、全燃料棒を現在の最高濃縮度である 4.9 wt%としても、サイクル末期の炉心平均燃焼度点での無限増倍率が約 9 %Δk 低下し、既定の炉心運転期間あるいは取出燃焼度を満たせない可能性が高い。

FeCrAl-ODS 鋼は Zry に比べて強度が強く薄肉化することが可能である。燃料被覆管厚を約 1/2 (0.35 mm)とし、WR 及び Ch. Box の肉厚も 1/2 とした場合、既定の炉心運転期間あるいは取出燃焼度を満足することができるが、設計自由度は小さくなる可能性がある。そこで、FeCrAl-ODS 鋼の適用性を確認するため、燃料被覆管のみを FeCrAl-ODS 鋼とし、FeCrAl-ODS 鋼と同様に事故耐性が期待される SiC を WR 及び Ch. Box に適用した場合について評価を実施した。その場合、断面平均濃縮度を 4.4 wt%とすることで現行の Zry 燃料と同等の無限増倍率となり、炉心の成立性が推定された。

## 4. 炉心特性評価

燃料被覆管厚を約 1/2 とした FeCrAl-ODS 鋼、WR と Ch. Box を SiC とした燃料集合体(ODS 燃料)を、1 サイクル目燃料から 4 サイクル目燃料までを炉心に均等に配置し、炉心最外周に 5、6 サイクル目燃料を装荷した場合の余剰反応度の推移を図 1 に示す。これより、ODS 燃料炉心においても Zry 燃料炉心とサイクル末期の反応度は同程度となることが分かった。なお、炉停止余裕や、最大線出力密度、最小限界出力比といった熱的な特性においても Zry 燃料炉心からの大きな差異は無かった。これより、FeCrAl-ODS 鋼を使用した燃料を装荷した炉心の成立性が確認された。なお、SiC に代わり Zry を適用しても反応度への影響は小さく、成立性に影響はない。

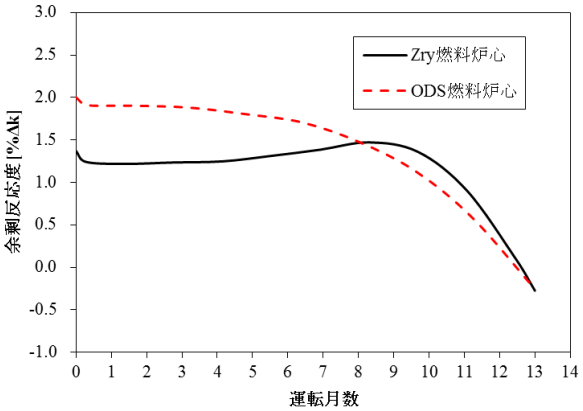


図 1　余剰反応度の推移

## 5. 燃料サイクルコスト

ODS 燃料の場合、濃縮度を高める必要があるため、濃縮費の増加が見込まれる。一方、燃料被覆管厚を薄くすることで燃料集合体 1 体あたりの燃料重量が増えるため、必要な新燃料体数が減少し成型加工費が減少する。結果、燃料サイクルコストの大幅な増加はないと考えられる。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２７年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Sho Takano[1], Daisuke Goto[1], Kazuyuki Kusagaya[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Akihiko Kimura[4] and Shinichiro Yamashita[5]
[1]Grobal Nuclear Fuel-Japan, [2]Nippon Nuclear Fuel Development, [3]Hokkaido Univ., [4]Kyoto Univ., [5]Japan Atomic Energy Agency

# 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発
# （3）燃料挙動解析

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings
(3) Fuel behavior analysis

*草ヶ谷 和幸[1]，坂本 寛[2]，平井 睦[2]，鵜飼 重治[3]，木村 晃彦[4]，山下 真一郎[5]
[1]GNF-J，[2]NFD，[3]北海道大学，[4]京都大学，[5]JAEA

BWR への装荷を目標として、事故耐性を有する改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を実施している。改良ステンレス鋼被覆管を用いた場合の燃料挙動解析を実施し、燃料設計の成立性を検討した。
**キーワード：**燃料被覆管、BWR、酸化物分散強化、フェライト鋼、燃料挙動解析

## 1. 緒言

事故耐性を有する改良ステンレス鋼（FeCrAl-ODS 鋼）被覆管燃料を実用化するには、原子炉での通常の使用環境下においても設計が要求する性能（特に燃料健全性）を有することが求められる。この確認にあたっては、材料特性の現行ジルカロイ（Zry）との違いと、核的損失を低減するための薄肉化の影響を考慮する必要がある。本研究では、これらを考慮しつつ、既存炉の燃料設計に用いられてきた燃料挙動解析コードによる計算等を実施し、FeCrAl-ODS 鋼を用いた BWR 燃料棒の設計成立性を概略評価した。

## 2. 燃料挙動解析による設計成立性の評価

### 2-1. 評価基準

通常運転時及び異常な過渡変化時における BWR 燃料の健全性に関する具体的な設計基準として用いられている応力基準と塑性歪基準（被覆管円周方向平均塑性歪 1%）を FeCrAl-ODS 鋼被覆管に準用した。許容応力は、FeCrAl-ODS 鋼の既存データの下限値相当の降伏応力 500 MPa、引張強さ 600 MPa とした。

### 2-2. 評価方法

評価対象は 9×9 燃料（A 型）とし、被覆管材を Zry から FeCrAl-ODS 鋼に変えた場合の燃料挙動への影響を評価した。被覆管肉厚は、炉心成立性、材料強度、製管性が十分あると推測される 0.35 mm（現行燃料の約 1/2）を評価条件とした。肉厚の影響をみるため、現行の約 1/3 相当の 0.25 mm についても評価した。

燃料挙動解析は、現行の燃料設計コード（PRIME Ver.1）を用い、現行の燃料設計手法に準じた。今回は予備的評価として、コード内の被覆管材料特性モデルのうち、熱膨張率、ヤング率、降伏応力、クリープについてのみ、FeCrAl-ODS 鋼に対応する値に簡易的に変更して解析を行った。

被覆管の応力評価は、肉厚の減少及び材料特性の違いが各種応力（内外圧差、半径方向温度差、支持格子の接触力、等に基づく応力）に及ぼす影響を、応力の種類ごとの評価式に基づき半定量的に検討した。

### 2-3. 評価結果

FeCrAl-ODS 鋼燃料の通常運転時の燃料温度、FP ガス放出率、燃料棒内圧の解析結果は、寿命を通じ、現行 Zry 燃料と概ね同等であった。過渡変化時に被覆管 1%塑性歪に達する燃料棒出力は、BWR の最大過出力（約 20%）より十分高く、余裕を有することが分かった（図）。

応力評価の結果、応力設計比（応力計算値／許容応力）は、肉厚が現行の 1/2 の場合、現行燃料と概ね同程度であり、応力の観点で設計は成立すると推定できる。肉厚が現行の 1/3 の場合、支持格子部での応力設計比が 1 に達したが、FeCrAl-ODS 鋼の引張強さが本評価（600 MPa）より高ければ、肉厚 1/3 でも設計成立の可能性がある。

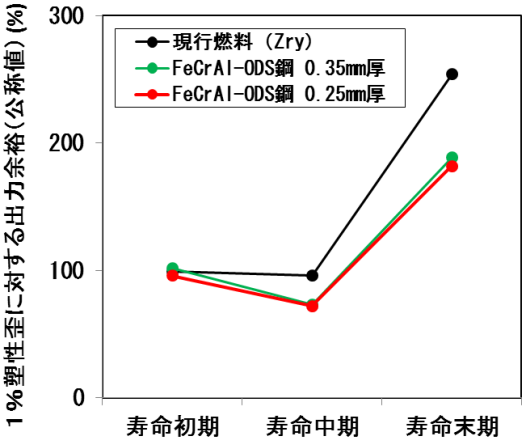


図　被覆管歪の評価結果

## 3. 結論

FeCrAl-ODS 鋼被覆管燃料の材料特性に基づいて BWR での通常運転時及び過渡時の燃料ふるまいを評価した結果、被覆管肉厚を現行 9×9 燃料(Zry)の約 1/2 の 0.35 mm とした FeCrAl-ODS 鋼被覆管燃料は、通常時・過渡時の燃料挙動に関する現行の設計手法及び設計基準の上からは、設計成立性があると判断できる。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２７年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Kazuyuki Kusagaya[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Akihiko Kimura[4] and Shinichiro Yamashita[5]
[1]Grobal Nuclear Fuel-Japan, [2]Nippon Nuclear Fuel Development, [3]Hokkaido Univ., [4]Kyoto Univ., [5]Japan Atomic Energy Agency

# 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発
# (4) FeCrAl-ODS 鋼の製造評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(4) Manufacturing of FeCrAl-ODS steels

*鵜飼重治[1]，大野直子[1]，坂本　寛[2]，平井　睦[2]，木村晃彦[3]，草ヶ谷和幸[4]，山下真一郎[5]

[1]北海道大学，[2]日本核燃料開発，[3]京都大学，[4]GNF-J，[5]原子力機構

BWR 装荷を目標とした、事故耐性を有した改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を開始した。本発表では、FeCrAl-ODS 鋼の製造試験結果について報告する。

**キーワード：**事故耐性、燃料被覆管、シビアアクシデント、BWR、酸化物分散強化、フェライト鋼

## 1. 緒言

現状において BWR 用事故耐性燃料被覆管として最適と考えられる化学成分は、12wt%Cr、6wt%Al をベースとし、これに酸化物粒子の微細化促進を図るため 0.4wt%Zr の添加と耐水蒸気酸化の観点から過剰酸素量を 0.24wt%とした成分である。このような成分を有する FeCrAl-ODS フェライト鋼押出ビレットを製造して、組成や硬さのバラツキ、組織、機械的特性、耐水蒸気酸化特性などの基本的特性を調査した。

## 2. 実験

アトマイズ合金粉末に Zr 粉末、$Fe_2O_3$ 粉末、$Y_2O_3$ 粉末を添加し、アトライターによりメカニカルアロイング（MA）処理を行い、これらの MA 粉末をキャプセルに充填し真空脱気した後、熱間押出しを行った。押出しビレットの化学成分は Fe-12Cr-6Al-0.4Zr-0.5Ti-0.5$Y_2O_3$-0.24Ex.O (wt%)である。これらのビレットは、押出し温度が 1100℃で 6 本、1150℃で 8 本製造した。

## 3. 結果・考察

製造したビレット全てについて、硬さと含有元素濃度を測定し、ビレット間でのバラツキは小さいことを確認した。押出温度が 1100℃と 1150℃のビレットの引張強度特性を図 1 に示す。押出温度を 1150℃から 1100℃に下げることにより、0.2%耐力と引張強さが向上した。TEM 観察より 1100℃押出材では酸化物粒子がより微細化していることが確認され、1100℃押出材での強度向上は酸化物分散強化と関係している。1200℃～1400℃での水蒸気酸化試験より、製造したビレットは優れた耐水蒸気酸化特性を示すことが確認された。

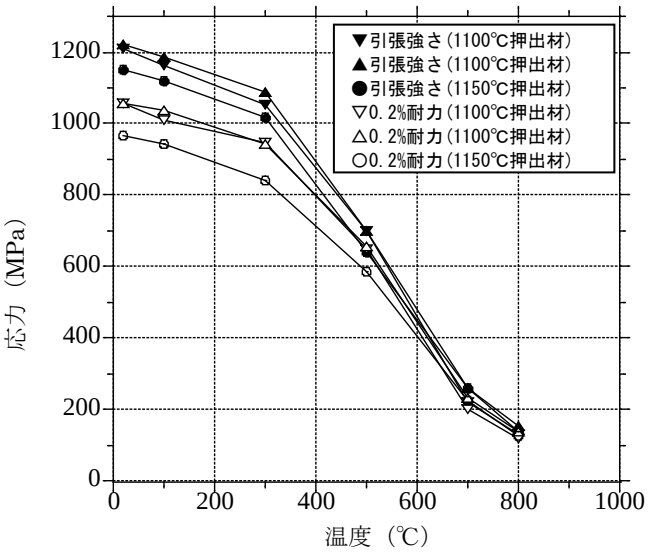



図 1　ビレットの引張強度特性と押出温度、試験温度の関係

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２７年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

* Shigeharu Ukai[1], Naoko Oono[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Shinichiro Yamashita[5], [1]Hokkaido-Univ., [2]NFD, [3]Kyoto-Univ., [4]GNF-J, [5]JAEA

# 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発 (5) トリチウム透過試験

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(5) Tritium permeability measurement

*平井　睦[1]，坂本　寛[1]，鵜飼重治[2]，木村晃彦[3]，草ヶ谷和幸[4]，大塚哲平[5]，山下真一郎[6]

[1]NFD，[2]北大，[3]京大，[4]GNF-J，[5]九大，[6]JAEA

FeCrAl-ODS フェライト鋼のトリチウム透過性を室温から 573K の温度範囲で測定した。393～573K のトリチウム透過性は、他のフェライト鋼と同様な値を示し、室温の値はこれらの外挿値よりも低かった。

**キーワード**：事故耐性、燃料被覆管、シビアアクシデント、BWR、酸化物分散強化、フェライト鋼、トリチウム、透過性

## 1. 緒言

事故耐性に優れた材料として FeCrAl-ODS 鋼が有望である。軽水炉適用において燃料棒内で生成したトリチウムの透過が潜在的課題として考えられ、冷却水のトリチウムインベントリや貯蔵環境への漏洩を評価するためには、正確な透過係数が必要となる。本研究では、軽水炉燃料の運転時から貯蔵時までのトリチウム透過量評価を目的として、トリチウム透過係数を室温から 573K の温度範囲で測定した。実際には表面酸化膜等によりトリチウム透過が抑制されると想定されるが、今回の測定ではそれら酸化膜が形成されていない場合の透過係数を測定した。

## 2. トリチウム透過試験

両面を鏡面研磨した厚さ約 1mm のディスク状の FeCrAl-ODS フェライト鋼(Fe-12Cr-6Al-0.5Ti-0.7$CeO_2$)を真空装置内に設置し、片面を軽水素・トリチウム混合ガス(T/H～$10^{-4}$)に暴露し、反対の面から透過してきたトリチウムを液体シンチレーション溶液に捕集し、同溶液内のトリチウム濃度からトリチウム透過量の経時変化を測定し、トリチウム透過係数を算出した。試料温度は室温、393K、473K、573K とした。

## 3.結果および考察

図 1 に水素同位体の透過係数を比較している。FeCrAl-ODS フェライト鋼での透過係数は、393K～573K の温度範囲では FeCr-ODS フェライト鋼(F82H、ODS-Eurofer)よりも小さく、FeCrAl の外挿値程度であった。一方、室温では 393K 以上の温度依存性からの外挿値よりも小さな値となった。

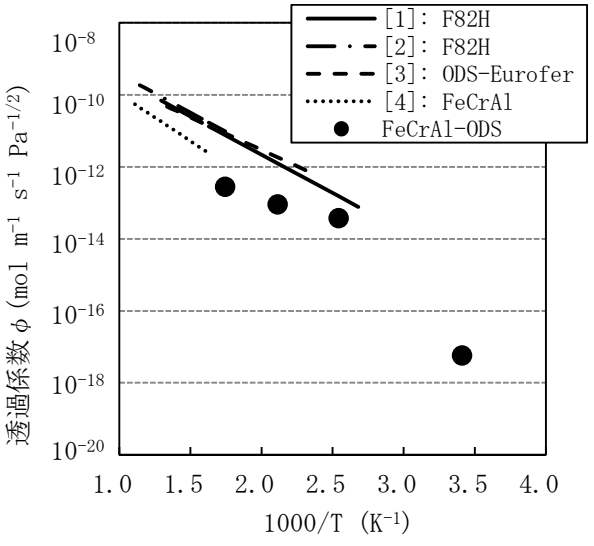



図1　水素同位体の透過係数の比較

**備考**

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２７年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

**参考文献**

[1] E. Serra et al., J. Nucl. Mater., 255 (1998) 105-115. [2] T. V. Kulsartov et al., Fusion Eng. Des., 81 (2006) 701-705.

[3] G.A. Esteban et al., Fusion Eng. Des., 82, 15-24 (2007) 2634-2640. [4] X. Hu et al., J. Nucl. Mater., 461 (2015) 282-291.

*Mutsumi Hirai[1], Kan Sakamoto[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Teppei Ohtsuka[5], Shinichiro Yamashita[6],

[1]NFD, [2]Hokkaido-Univ., [3]Kyoto-Univ., [4]GNF-J, [5]Kyushu-Univ., [6]JAEA

# 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発 (6) 溶接法・検査方法の検討

# R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (6) Welding and inspection

*木村 晃彦[1]、坂本 寛[2]、平井 睦[2]、鵜飼 重治[3]、山下 真一郎[4]、草ヶ谷和幸[5]
[1]京都大学、[2]NFD、[3]北海道大学、[4]原子力機構、[5]GNF-J

改良ステンレス鋼製燃料被覆管の製造・加工のうち、接合技術に関する技術成熟度及び課題を検討した。また、照射燃料製造と品質検査技術への影響評価に必要となる欠落データの内、被覆管接合部の品質検査として、改良ステンレス鋼に対し、既存の接合技術を用いて接合処理を行い、接合組織や接合強度を調査した。さらに、従来接合方法による ODS 鋼の接合性とその性能の妥当性について検討した。従来接合方法のうち、被覆管に採用されている EB 溶接の可能性について検討した。

**キーワード：**事故耐性、燃料被覆管、酸化物分散強化フェライト鋼、溶接・検査技術

## 1. 緒言

ODS 鋼の溶接法は、溶融に伴う ODS 鋼の特性劣化を防ぐため、固相状態で溶接する方法が主流であり、特に高温度域での高性能が求められる超臨界圧水炉や高速炉などの次世代原子力システム用の被覆管用として開発が進められている。一方、軽水炉事故耐性型燃料被覆管においては、運転温度が最高でも 400℃であり、溶接接合部の強度要件については先進原子力システム用とは異なる。本研究では、まず、端栓部の接合強度要件について検討し、次に端栓を EB 溶接した被覆管の端栓接合強度を評価することを目的とする。

## 2. 実験方法

溶接接合部の強度要件については、燃料ふるまい解析（9×9 燃料(A 型)の場合）結果に基づき、端栓部の接合強度要件について検討した。また、すでに作製済みの FeCrAl-ODS 鋼の管材と端栓用材料（SUS430）を用いて EB 溶接を行い、その破断強度を調査した。用いた ODS 鋼は、FeCrAl-ODS 鋼であり、熱間押し出し材の室温における降伏応力および最大引張応力は、それぞれ 900MPa および 1100MPa である。一方、管材は再結晶処理を施しており、この ODS 鋼に関しては再結晶化が進み、強度はやや低下している。

## 3. 結果

(1) 従来の ODS 鋼の溶接技術（固相拡散、摩擦撹拌）開発研究および再結晶挙動研究結果を調査した結果、現状では、固相拡散接合法は ODS 鋼の接合強度を母材並みに維持することができるが、摩擦撹拌接合では、母材の 85%の接合強度になる。

(2) FeCrAl-ODS 鋼の加圧抵抗溶接性を評価した結果、FeCrAl-ODS 鋼の溶接性は FeCr-ODS 鋼に比べ、好ましくないことが判明した。今後は、FeCrAl-ODS 鋼に対し、適切な溶接条件を探索する必要がある。また、電極の形状や材料の表面研磨状況の影響についても明らかにしていく必要がある。

(3) FeCrAl-ODS 鋼被覆管の端栓溶接において、既存の溶接技術（EB 溶接）を用いて溶接部の評価を行った結果、図 1 に示すように、両端を端栓 EB 溶接した試験体 5 体の全てが被覆管で破損し、溶接部では全く破壊が進行しなかった。報告では、溶接部の組織や強度評価結果について考察する。




図 1:EB 溶接した被覆管・端栓接合体の室温引張試験した場合の破断の様子

本研究発表の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２７年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Akihiko Kimura[1], Sho Yuzawa[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Kan Sakamoto[2] Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Takeji Kaito[4], and Kazuyuki Kusagaya[5]
[1]Kyoto Univ., [2]Nuclear Fuel Development, [3]Hokkaido Univ., [4]Japan Atomic Energy Agency, [5]Global Nuclear Fuel Japan

# 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発
# (7) 照射挙動評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(7) Irradiation behavior evaluation

*山下真一郎[1]，近藤啓悦[1]，青木　聡[1]，橋本直幸[2]，鵜飼重治[2]，坂本寛[3]，平井睦[3]，
木村晃彦[4]，草ヶ谷和幸[5]
[1]JAEA，[2]北大，[3]NFD，[4]京大，[5]GNF-J

FeCrAl-ODS 鋼の試験炉照射に向けた照射特性の予備評価を目的に、イオン照射した試験片の硬さ測定と組織観察を実施した。硬さ変化はイオン照射初期（0.5dpa）から見られたのに対し、照射欠陥クラスターの形成・成長は照射初期（0.5dpa）にはあまり見られず、より高い照射量（5.0dpa）で顕在化した。

**キーワード**：事故耐性、燃料被覆管、酸化物分散強化、フェライト鋼、イオン照射、微小硬さ

## 1. 緒言

軽水炉の安全性向上に資する事故耐性を高めた新型燃料部材の研究開発が進められている。有力な候補材料の一つとして検討されている FeCrAl-ODS 鋼では、材料開発と並行して炉心設計に必要となる種々の材料特性データを計画的に整備していく必要がある。本発表では、炉心設計に必要な試験炉照射のデータ取得に向けた準備段階として、現在、化学成分や熱処理温度等の最適化が進められている FeCrAl-ODS 鋼に関する照射特性の予備的な評価を目的に、イオン照射した試験片の硬さ測定と組織観察を実施した。

## 2. 試験方法

イオン照射試験に供した材料の化学組成は、12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.5$Y_2O_3$-0.24Ex.O(wt%)である。熱間で押出加工された棒材から 3 x 6 x 0.2-0.5[$mm^3$]の短冊試験片を採取した。イオン照射は、この短冊形状の 3 x 6 [$mm^2$]の端面中心部に対して行い、300℃で Fe イオン照射（加速電圧：10.5 MeV）により、イオンを照射した試料表面からの深さが 1μm の位置において 0.5, 5, 20 dpa に達するまで実施した。イオン照射後の試料は、照射による硬さ変化と組織変化を調べるために、微小硬度測定と電子顕微鏡観察を実施した。

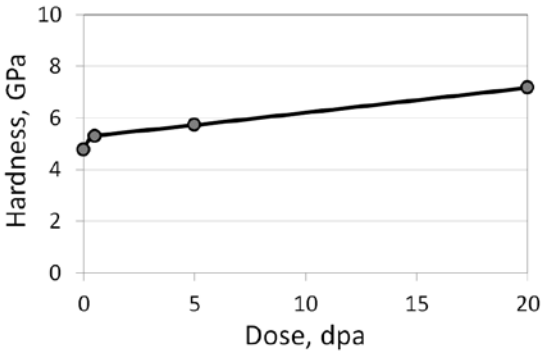



図 1　イオン照射による FeCrAl-ODS 鋼の硬さ変化の照射量依存性

## 3. 結果及び考察

図 1 から、硬さ値は Fe イオン照射により 0.5 dpa で一度大きく上昇し、0.5 dpa 以降は照射量増大とともに徐々に硬化した。一方、図 2 の組織観察からは、0.5 dpa では組織変化は見られないが、5.0 dpa まで照射されると顕著な照射欠陥組織の核形成・成長が見られ、照射初期の硬さ変化に寄与した微小な組織要因の存在が示唆された。

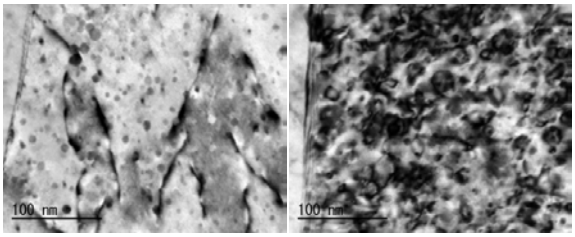



図 2　300℃でイオン照射した時の FeCrAl-ODS 鋼の微細組織（左）0.5 dpa（右）5.0 dpa

**備考**：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２７年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Shinichiro Yamashita[1], Keietsu Kondo[1], So Aoki[1], Naoyuki Hashimoto[2], Shigeharu Ukai[2], Kan Sakamoto[3], Mutsumi Hirai[3], Akihiko Kimura[4], Kazuyuki Kusagaya[5],

[1] JAEA, [2] Hokkaido-Univ., [3] NFD, [4] Kyoto-Univ., [5] GNF-J

# 照射下における Fe-Cr-Al 合金の微細組織変化

Microstructural evolution in Fe-Cr-Al alloys under irradiation

*豊田　晃大[1]，橋本　直幸[1]，礒部　繁人[1]

[1]北大工

原子炉内部は中性子照射環境であり、構造材料内部では欠陥（照射導入欠陥）が生成する。そのため原子炉構造材料には耐照射性が求められる。また、福島第一原子力発電所での事故以来、原子炉構造材料には耐腐食性が今まで以上に求められるようになった。本研究では、原子炉候補材料である Fe-Cr-Al 合金を対象として照射下の微細組織変化を精査した。

**キーワード：**Fe-Cr-Al 合金，電子線照射，転位ループ，ODS 合金

## 1. 緒言

現行の原子炉では、代表的な構造材料として、オーステナイト鋼とフェライト鋼が挙げられる。このうちフェライト鋼は、耐照射特性、特に耐スエリング性が比較的高いとされ、中性子負荷の大きい次世代原子炉や核融合炉の構造材料として Fe-(2-12)Cr フェライト鋼が着目されている。一方、近年、耐食性の観点から表面にアルミナを形成させた Fe-Cr-Al 系フェライト鋼が注目され、耐照射性と耐食性を併せ持つ材料として期待されている。しかし、Fe-Cr-Al 系フェライト鋼の照射損傷挙動に関する研究は発展途上であり、シミュレーション照射による詳細な微細構造解析が必要である。本研究では、Fe-Cr-Al 系フェライト鋼に電子線照射し、結晶粒内に形成する照射誘起二次欠陥(特に転位ループ)のサイズ分布および数密度の変化を精査した。また、モデル合金の次段階として Fe-Cr-Al フェライト ODS 合金についても電子線照射を行った。

## 2. 実験方法

Fe-12Cr-5Al モデル合金を作製し、切断、圧延、打ち抜き、機械研磨により厚さ 0.10mm 直径 3mmΦ のディスクとした後、800℃で 2 時間溶体化処理した。0.08mm 厚まで機械研磨した後、電解研磨により照射実験用薄膜試料とした。電子線照射は、超高圧電子顕微鏡を用いて、照射温度 400℃、500℃、600℃、損傷速度 $1.0\times10^{-3}$dpa/s で 2dpa まで行った。

## 3. 結論

Fig.1 は各温度における Fe-12Cr-5Al モデル合金の 1 dpa 時の組織写真である。電子線照射により、Fe-12Cr-5Al モデル合金中に転位ループが形成した。形成した転位ループのサイズおよび数密度は照射温度に強く依存し、400℃照射した試料における転位ループのサイズは最小で、数密度は最大となった。この転位ループ分布の温度依存性は Fe-12Cr モデル合金でも同様に観られたが、比較実験により、Al の存在が転位ループの成長方位に影響を与える可能性が示唆された。

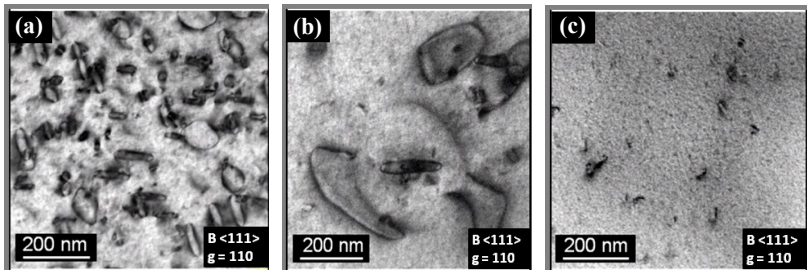



Fig.1 Fe-12Cr-5Al モデル合金の 1 dpa 時の組織写真 (a) 400 °C (b) 500 °C (c) 600 °C

*Kodai Toyota[1], Naoyuki Hashimoto[1] and Shigehito Isobe[1]

[1]Hokkaido Univ. Engineering

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

Wed. Sep 7, 2016 4:55 PM - 6:45 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 7:55 AM - 9:45 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [1B15-21] Joint, Weld, Other materials

Chair: Shigeharu Ukai (Hokkaido Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

### [1B15] Environmental compatibility evaluation of extra high purity stainless steel cladding material

*Junji Etoh[1], Takaki Ashida[1], Takamasa Ochiai[1], Kiyoshi Kiuchi[1], Masayuki Takizawa[1], Junpei Nakayama[2] (1.MItsubishi Research Institute, Inc., 2.KOBE STEEL, LTD.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

### [1B16] Microstructural change of duplex stainless steels after irradiation

*Yuta Suzuki[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1] (1.Hokkaido University)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

### [1B17] Mo effect on microstructure of neutron-irradiated stainless steel welds

*Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1.Institute of Nuclear Safety System)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

### [1B18] Microstructure analysis on thermally aged stainless overlay cladding using X-ray absorption

*Keiko Iwata[1], Hisashi Takamizawa[1], Yoosung Ha[1], Iwao Shimoyama[1], Yoshihiro Okamoto[1], Hiroshi Kojima[2], Ren Mayumi[2], Akihiro Iwase[2], Yasuyoshi Nagai[3], Yutaka Nishiyama[1] (1.JAEA, 2.OPU, 3.Tohoku Univ.)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

### [1B19] Application of neural-network based hardness prediction method to laser temper bead weldment of A533B steel

*taisei aramoto[1], rina yu[2], masahito mochizuki[2], kazuyoshi saida[2], kazutoshi nisimoto[2], naoki chigusa[3] (1.Fukui University of Technology, 2.Osaka University, 3.The Kansai Electric Power Co., Inc)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

### [1B20] Compatibility between group 4 metal borides and 304 grade of stainless steel

*Yusuke Kido[1], Kenichi Hashizume[1], Kan Sakamoto[2] (1.Interdisciplinary Graduate School of Engineering Science, Kyushu University, 2.Nippon Nuclear Fuel Development, Co., Ltd.)

6:25 PM - 6:40 PM JST | 9:25 AM - 9:40 AM UTC

### [1B21] Impurity effects on oxygen Frenkel pair recombinations in cerium dioxide

*Kenichi SHIIYAMA[1], Seiya Takaki[2], Kazuhiro Yasuda[2], Syo Matsumura[2], Alain Chartier[3], Constantin Meis[3] (1.JUNSHIN GAKUKEN UNIVERSITY, 2.Kyushu Univ., 3.CEA Saclay)

6:40 PM - 6:45 PM JST | 9:40 AM - 9:45 AM UTC

Time reserved for Chair

# EHP 鋼クラッド材の環境適用性評価

Environmental compatibility evaluation of extra high purity stainless steel cladding material

*江藤淳二[1]、芦田高規[1]、落合孝正[1]、木内清[1]、滝沢真之[1]、中山準平[2]
[1]株式会社三菱総合研究所，[2]株式会社神戸製鋼所

SUS316L 現行鋼への 25Cr-35Ni 系 EHP®（extra high purity)開発鋼クラッド材（以降、EHP 鋼クラッド材）のγ線照射場での熱時効試験を行い、EHP 鋼クラッド材の接合部の健全性を評価し、Ni インサート材の有無によるクラッド材の接合部における経年材質変化の違いを確認した。EHP 鋼とは、神戸製鋼所が開発した高耐食性超高純度ステンレス鋼(Extra high purity stainless steel)である。

**キーワード：Austenitic stainless steel, Gamma-ray irradiation, Extra high purity, Corrosion, Thermal aging**

## 1. 緒言

ステンレス鋼は優れた材料強度および靭性を持ち、耐食性にも優れていることから、原子炉材料として種々の用途に使用されている。しかしながら、高温で長時間使用すると、熱時効により材料劣化が進行し、靭性が低下することが知られている。そこで本研究では、耐食性に優れた EHP 鋼クラッド材を作製し、γ線照射場での熱時効試験を行い、接合強度の向上を目的とした Ni インサート材の有無による EHP 鋼クラッド材の接合部における経年材質変化の違いを評価した。本研究は、(株)神戸製鋼所が文部科学省から受託した原子力システム研究開発事業「原子力プラント安全性の向上に対応できる高耐食性 EHP ステンレス鋼の適用技術に関する研究開発」による成果の一部である。

## 2. 実験

Ni インサート材の有無による EHP 鋼クラッド材の接合部の剥離抵抗性や耐衝撃性を評価するために、EHP 鋼クラッド材の V ノッチ試験片を作製し、SUS316L 現行鋼の時効脆化の温度領域である 750℃で 1500 時間のγ線照射場熱時効試験を行った。高温熱時効したクラッド材に対してシャルピー衝撃試験を実施し、EHP クラッド材の EHP 鋼厚さをパラメータとして衝撃値を測定した。また、クラッド材の衝撃試験のモデル化を行い、シャルピー衝撃試験を模擬した衝撃解析を実施した。

## 3. 結果・考察

750℃で 1500 時間のγ線照射場熱時効した EHP 鋼クラッド材に対するシャルピー衝撃試験結果を Fig.1 に示す。Ni インサート材の有無にかかわらず、クラッド材の EHP 鋼肉厚を厚くすることで衝撃値が増大することが確認された。また、Ni インサート材無しの場合に比較して、Ni インサート材有りの場合には、SUS316L 鋼と EHP 鋼の相対肉厚以上に衝撃値が改善できる可能性を示唆する結果が得られた。これは、延性材料である EHP 鋼をクラッド化することにより、き裂発生及びその進展が抑制されたためと考えられる。さらに、各単材の機械特性データを基にしたクラッド材のシャルピー衝撃試験の FEM 解析により、試験結果との整合性を確認した。

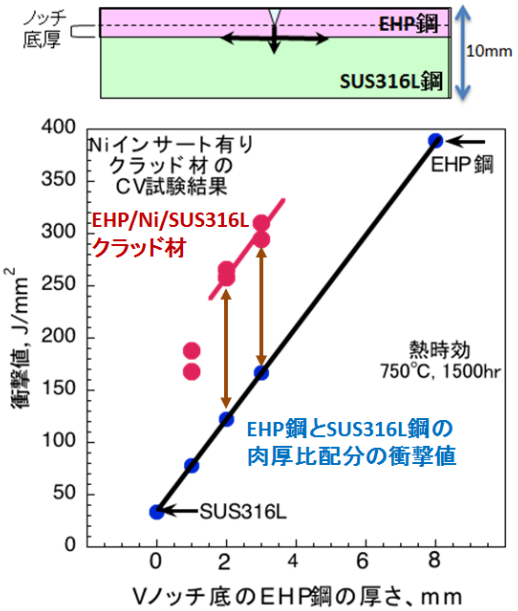



Fig.1　EHP 鋼クラッド材の衝撃試験結果

*Junji ETOH[1], Takaki ASHIDA[1], Takamasa OCHIAI[1], Kiyoshi KIUCHI[1], Masayuki TAKIZAWA[1], Junpei NAKAYAMA[2]
[1]MItsubishi Research Institute, Inc., [2] KOBE STEEL, LTD.

# 二相ステンレス鋼の微細組織に及ぼす照射の影響

Microstructure Change of Duplex Stainless Steels after Irradiation

*鈴木裕太[1]，橋本直幸[1]，礒部繁人[1]
[1]北海道大学工学研究院

二相ステンレス鋼は、300℃程度の稼働中の熱により脆化が生じることが知られており、この原因として、フェライト相内でのスピノーダル分解の発現やG相析出が挙げられる。本研究では、Fe-25Cr-10Ni2.5Mo-1Mn二相ステンレス鋼合金に対し電子線照射を行った結果、転位ループ近傍において析出物が観察され、回折パターンよりG相であることを確認した。また、照射後のフェライト相において、Cr濃度変調を確認した。

**キーワード：二相ステンレス鋼、G相、局所濃度変調**

## 1. 緒言

軽水炉の構造材料として用いられているステンレス鋳鋼やオーステナイト系ステンレス鋼製の構造物の溶接金属は、フェライト相とオーステナイト相の二相から構成される二相ステンレス鋼である。これらのフェライト相を含むステンレス鋼の使用上の留意点として、300℃程度以上の温度での長時間の使用により、フェライト相内でスピノーダル分解を生じ、脆化することが知られている。また、熱時効により、Si、Niを主成分としたG相が析出することも脆化の原因となる。しかし、これらの発現に及ぼす照射の影響の詳細は不明である。本研究では、電子線照射が二相ステンレス鋼の微細組織に及ぼす影響を調査することを目的とした。特に、フェライト相の照射欠陥の照射温度による成長過程の変化、G相の析出、局所濃度変調に着目した。

## 2. 実験方法

アーク溶解により組成をFe-25Cr-10Ni-2.5Mo-1Mnとした二相ステンレス鋼モデル合金を作製した。作製した合金を圧延、打ち抜き、機械研磨により直径 3mm、厚さ約 0.10mm のディスクに加工し、700℃で 1.5 時間の焼きなましを行った後、電解研磨によって TEM 観察用試料を作製した。電子線照射は、超高圧電子顕微鏡(JEOL JEM-ARM-1300；加速電圧 1250kV)により 250℃、300℃、350℃、400℃、$1.0\times10^{-3}$dpa/s で 1dpa まで行った後、照射部分の一部分に対し、照射速度を $5.0\times10^{-3}$dpa/s で 10dpa まで照射を行い、照射欠陥を導入した。電子線照射材に対し、収差補正走査透過型顕微鏡(TITAN3 G2 60-300)を用いて EDS マッピングを行った。

## 3. 結論

電子線照射により導入された転位ループは、照射温度が高温になるに従い数密度が減少し、平均直径が増大した。400℃で 10 dpa まで電子線照射を行った試料の結晶粒内にG相を確認し、250℃で 10 dpa まで電子線照射した試料では、転位ループ付近におけるFe、Crの局所濃度変調を確認した。

**参考文献**

[1] 2相ステンレス鋼の照射効果、藤井克彦、福谷耕司

[2] Characterization of the intermetallic G-phase in an AISI 329 duplex stainless steel, A. Mateo, L. Llanes, M.Anglada

---

*Yuta Suzuki, Hokkaido University

# ステンレス鋼溶接金属の照射組織変化への Mo 影響

Mo effect on microstructure of neutron-irradiated stainless steel welds

*藤井 克彦，福谷 耕司
原子力安全システム研究所

軽水炉で中性子照射された 316 鋼と 304 鋼の溶接金属に対して Mo 濃度の異なるフェライト相をアトムプローブ(APT)で分析した結果、Cr 濃度変化と析出物の形成に明確な違いは認められず、中性子照射と熱時効の重畳によるスピノーダル分解と G 相析出に対する Mo の影響は小さいことが示唆された。

**キーワード：**2 相ステンレス鋼，熱時効，照射脆化，スピノーダル分解，G 相析出

## 1. 緒言

鋳造オーステナイトステンレス鋼やステンレス鋼溶接金属ではフェライト相が熱時効により硬化することで材料が脆化する場合のあることが知られており、軽水炉温度付近ではスピノーダル分解（局所的な Cr 濃度変化）と G 相析出物の形成がその要因とされている。また、Mo 濃度がスピノーダル分解と G 相析出物の形成に影響することが報告されている。一方、照射が重畳した場合の熱時効についてはデータが少なく、機構論に基づく検討もほとんど行われていない。本研究では、長時間熱時効と照射されたステンレス鋼溶接金属のフェライト相におけるミクロ組織変化に関する理解を深めることを目的に、軽水炉で中性子照射された 316 鋼と 304 鋼の溶接金属に対して Mo 濃度の異なるフェライト相を APT 分析して、ステンレス鋼溶接金属の照射組織変化への Mo の影響を調べた。

## 2. 方法

供試材はフラックスシンブルチューブ(FTT)端栓部の溶接金属で、316 鋼製 FTT に 304 鋼製端栓が TIG 溶接されたものであり、324℃で 111,000 時間、約 3dpa (7×10-9 dpa/s)の中性子照射を受けた材料である。SEM-EDS でフェライト相の Mo 濃度を測定した後、集束イオンビーム加工装置を用いてフェライト相を含む試験片を採取し、APT 測定用の針状の試料を作製した。APT 測定には、日本原子力研究開発機構の原子炉廃止措置研究センターの管理区域内に設置された CAMECA 社製の LEAP3000XHR を用いた。APT 測定はレーザーパルスモードで行い、試料温度 35K、レーザー出力 0.3nJ、パルス周波数 200kHz とした。

## 3. 結論

図に Mo 濃度が 0.37wt%と 1.07wt%のフェライト相の APT 観察結果の例を示す。Cr 濃度変化と溶質原子クラスタの形成がミクロ組織変化として確認された。クラスタは Ni、Si、Mn を含むことから G 相析出物もしくはその前駆体であると推察された。Cr 濃度変化の程度を Cr-Cr 第一近接距離の頻度分布で比較した結果、Mo 濃度の低い方で Cr 濃度変化が大きい傾向があったが、その差は僅かであった。また、クラスタの直径、数密度、体積率、組成を比較した結果、Mo 濃度の低い方で直径が大きく数密度が小さい傾向があったがその差は僅かであり、体積率と組成に明確な違いは認められなかった。中性子照射が重畳した熱時効によるスピノーダル分解と G 相析出に対する Mo の影響は今回の Mo 濃度範囲では小さいことが確認された。

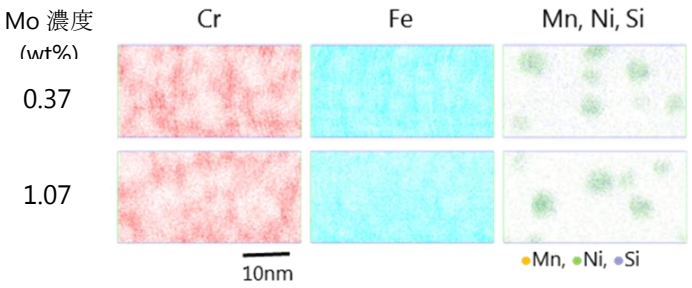



図 FTT 溶接金属フェライト相の APT 観察結果

*Katsuhiko Fujii and Koji Fukuya
Institute of Nuclear Safety System, Inc.

# X 線吸収を用いたステンレスオーバーレイクラッド熱時効材の微細組織分析

Microstructure analysis on thermally aged stainless overlay cladding using X-ray absorption

*岩田　景子[1]，髙見澤　悠[1]，河　侑成[1]，岡本　芳浩[1]，下山　巖[1]，小島　啓[2]，眞弓　蓮[2]，
岩瀬　彰宏[2]，永井　康介[3]，西山　裕孝[1]
[1]原子力機構，[2]大阪府立大学，[3]東北大学

熱時効された原子炉圧力容器ステンレスオーバーレイクラッド材（以下、クラッド材）について、X 線吸収を用いた微細組織分析を行った。

**キーワード：**XAFS、熱時効、δ フェライト相、Ni-Si-Mn 析出物

## 1. 緒言

原子炉構造材料に対する微細組織分析には透過型電子顕微鏡や 3 次元アトムプローブ（APT）等が用いられている。これらの手法による観察領域は数 100 nm~数 μm 程度であるのに対し、X 線吸収微細構造（XAFS）解析を用いた分析では材料全体の平均的な情報が取得でき、元素選択的に結合距離や化学状態を把握することができる。そこで、本研究では熱時効したクラッド材の微細組織分析に XAFS を適用した。

## 2. 実験

試料は、低合金鋼表面にエレクトロスラグ溶接によって作製された δ フェライト相の含有率が 8%程度のクラッド材について、温度 400ºC で 2000 時間、10000 時間熱時効を行ったものである。なお、この熱時効材においては、δ フェライト相の硬さの増大、FCC 構造をもつ Ni-Si-Mn 析出物の形成、Cr のスピノーダル分解を生じることが確認されている[1]。これら熱時効材と受領材について溶質原子の *K* 吸収端を対象とした広域 XAFS（EXAFS）スペクトル測定を高エネルギー加速器研究機構の放射光施設（KEK-PF）に設置されている BL-27B において実施した。測定は 7 素子 X 線検出器を用いて蛍光法により大気中、室温で行った。得られた XAFS スペクトルについて解析ソフトウェア WinXAS [2] を用いて構造解析を行った。

## 3. 結果

図 1 に Mn *K* 吸収端 EXAFS の動径構造関数を示す。Mn と最近接原子の相関を示す第 1 ピークはわずかに右へシフトしたが、これは原子間距離が伸びたことを意味する。また Mn 原子から第 3、4、5 配位に位置する原子との相関を示す第 2、3 ピークには形状の変化が認められた。これらの変化は熱時効による Ni-Si-Mn 析出物の生成により結晶構造に変化が表れたためと考えられる。

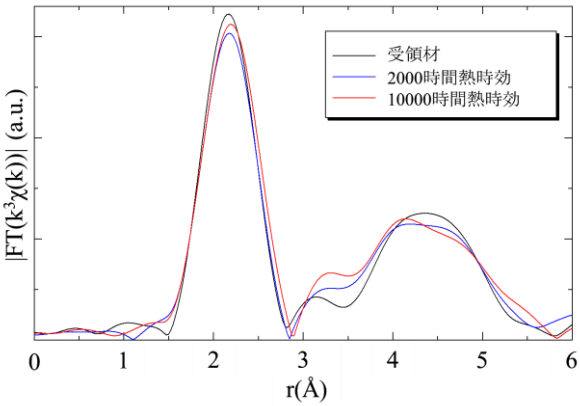



図 1　Mn *K* 吸収端 EXAFS の動径構造関数

放射光 XAFS 測定は高エネルギー加速器研究機構の放射光共同利用実験課題 2016G118 によって実施した。

## 参考文献

[1] Takeuchi T. et al. (2014) *J. Nucl. Mater.*, 452, 235-240, [2] Ressler T. (1998) *J. Synchrotron Rad.*, 5, 118-122

*Keiko Iwata[1], Hisashi Takamizawa[1], Yoosung Ha[1], Iwao Shimoyama[1], Yoshihiro Okamoto[1], Hiroshi Kojima[2], Ren Mayumi[2], Akihiro Iwase[2], Yasuyoshi Nagai[3] and Yutaka Nishiyama[1]
[1]JAEA, [2]Osaka Prefecture Univ., [3]Tohoku Univ.

# ニューラルネットワークを用いたレーザ・テンパービード溶接熱影響部の硬さ予測

Application of neural-network based hardness prediction method to laser temper bead weldment of A533B steel

*荒本大誠[1], 于麗娜[2], 望月正人[2], 才田一幸[2], 西本和俊[2], 千種直樹[3]
[1]福井工業大学, [2]大阪大学, [3]関西電力株式会社

**抄録：**本報ではニューラルネットワークを用いた多層溶接熱影響部の硬さ予測手法を原子力プラント圧力容器に用いられる低合金鋼 A533B の補修技術として採用されるテンパービード溶接法をレーザ溶接により実施した場合の溶接部に適用し、その有効性の検討を行った。
**キーワード：**レーザ、テンパービード溶接、硬さ予測、ニューラルネットワーク

## 1. 緒言

原子炉圧力容器を構成する低合金鋼の補修溶接に際して要求される溶接後熱処理の代替手法としてテンパービード溶接法の採用が認められている。最近、局所的な施工箇所に対しては低入熱で施工可能なレーザ溶接によるテンパービード溶接法の適用も検討されている。本研究では、レーザ・テンパービード溶接の有効性を迅速に評価するためにニューラルネットワークを用いてHAZの硬さを予測する手法[1]を検討した。

## 2. 実験

供試材料は原子炉圧力容器用低合金鋼 A533B を母材として用いた。また、多層溶接の溶加材として Alloy690 を使用した。それらの化学組成を Table 1 に示す。再現 HAZ は A533B 鋼試験片を 5×5×5mm とし、高周波誘導加熱装置を用いて所定の温度まで加熱後、冷却速度を種々変化させることにより作製した。溶接部はレーザ溶接による 6 層 30 パスの多層盛溶接により作製した。溶接条件を Table 2 に示す．レーザ溶接部の熱履歴は著者らが開発した熱伝導解析 FEM ソフトウェアを用いて、計算により求めた。

**Table 1 Chemical composition (mass%)**

| | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| A533B | C | Si | Mn | P | S | Ni | Cu |
| | 0.12 | 0.26 | 1.43 | 0.006 | 0.002 | 0.53 | 0.02 |
| | Cr | Mo | Ti | Al | Fe | Co | |
| | 0.01 | 0.51 | - | 0.038 | Bal. | - | |
| Inconel690 | C | Si | Mn | P | S | Ni | Cu |
| | 0.02 | 0.15 | 0.27 | 0.0021 | 0.0009 | Bal. | - |
| | Cr | Mo | Ti | Al | Fe | Co | |
| | 29.59 | 0.02 | 0.406 | 0.216 | 10.13 | 0.05 | |

**Table 2 Welding condition**

| Layer | Vweld/Vwire [mm/s] | Power [kw] | Heat Input [J/mm] | Number of passes |
|---|---|---|---|---|
| 1st | 5/16 | 3 | 600 | 5 |
| 2nd | 10/16 | 1.9 | 190 | 9 |
| 3rd | 10/16 | 2.5 | 250 | 6 |
| 4th | 5/8 | 2.5 | 500 | 4 |
| 5th | 5/8 | 3 | 600 | 3 |
| 6th | 5/8 | 3 | 600 | 3 |

## 3. 結果・考察

Table 2に示す溶接条件でレーザ・テンパービード溶接を実施した試験片に対して、熱履歴解析を行った。解析した熱履歴に基づき著者らが提案した手法[1]により計算した6層溶接後のHAZにおける硬さ分布の一例をFig.1に示す。また、HAZにおける硬さの計算結果及び実測値を対比してFig. 2に示す。6層溶接後、HAZの最高硬さの計算値と実測値はいずれも350HV以下になり、テンパービード溶接が実現していることがわかる。また、Fig.3に示すように、HAZの計算硬さは実測硬さと相関係数が0.9となる高い相関関係があることが明らかとなった。以上の結果に示すごとく、計算硬さは実測硬さと良い対応しており、提案した手法によりレーザ・テンパービード溶接熱影響部の硬さ予測が可能であることをわかった。

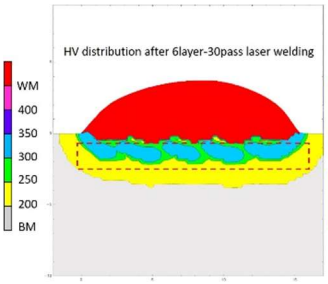



**Fig. 1 Calculated HV distribution in weldment HAZ**

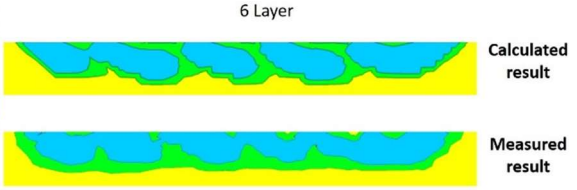



**Fig. 2 Comparison of HV distribution in HAZ**

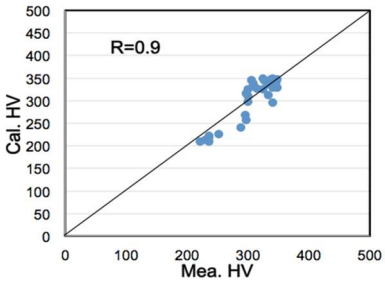



**Fig.3 Comparison of hardness in of 1 mm apart from the**

### 参考文献

[1] L. Yu, Y. Nakabayashi, M. SaSa, S. Itoh, M. Kameyama, S. Hirano, N. Chigusa, K. Saida, M. Mochizuki and K. Nishimoto, ISIJ Int., 2011, **51**, pp. 1506–1515.

---

*Taisei Aramoto[1], Lina Yu[2], Masahito Mochizuki[2], Kazuyoshi Saida[2], Kazutoshi Nishimoto[2], Naoki Chigusa[3]
[1] Fukui University of Technology, [2] Osaka University, [3] The Kansai Electric Power Co., Inc.

# 4 族金属硼化物と SUS304 鋼との共存性

Compatibility between group 4 metal borides and 304 grade of stainless steel

*城戸　佑介[1]，橋爪　健一[1]，坂本　寛[2]
[1]九州大学，[2]日本核燃料開発

事故耐性制御材候補を探索することを目的として、4 族金属硼化物と SUS304 鋼との高温での共存性を調べた。その結果、SUS304 の融点 1400℃付近まで溶融反応の進行による試料の大きな変形、損傷は確認されず、4 族金属硼化物と SUS304 鋼との高温での良い共存性が確認された。

**キーワード：**4 族金属硼化物，$B_4C$，SUS304，制御材，被覆材，共晶，溶融反応

## 1. 緒言

沸騰水型軽水炉では、制御材として $B_4C$、その被覆材としてステンレス鋼(SUS304)で構成された制御棒が用いられてきた。$B_4C$ と SUS は Fe-B、Fe-C の共晶反応によって 1200℃付近で溶融することが知られており、冷却水損失事故などの過酷事故時において燃料に先立って溶融し、炉心下部への脱落、溶融物が炉心溶融を促進するなどの可能性が問題視されている。我々は、熱分析実験（TG-DTA 測定）の結果、$B_4C$ の代替材料としての 4 族金属硼化物と SUS304 との混合粉末では、$B_4C$ と同様に Fe-B 間の溶融反応による吸熱ピークが確認されるものの、試験後の試料形状から、溶融が $B_4C$ ほど進まない可能性あることを見出し、本年春の年会で報告した。本報では 4 族金属硼化物と SUS304 バルク材との実験によって得られた知見を報告する。

## 2. 実験

$B_4C$ 粉末あるいは 4 族金属硼化物($TiB_2$、$ZrB_2$ 及び $HfB_2$)粉末と SUS304 円板(φ4.0mm×1.7mm$^t$)を体積比で硼化物粉末:SUS 円板=2:1 となるようアルミナ容器に充填したものを試料とした。Ar 雰囲気下で昇・降温速度 10℃/min で加熱し、1400℃で 30 分間保持した。加熱後の試料を垂直に切断し、切断面を観察した。さらに、より実形状に近い実験体系として、SUS304 管(OD5.0mm，ID3.0mm，20.0mm$^L$，容積 0.11cm$^3$)に $B_4C$ あるいは $TiB_2$ 粉末を充填し両端を溶接した制御棒を模した試料を作製した。この試料を電気炉で溶融反応が開始するまで Ar 雰囲気下で加熱し、溶融挙動を映像として記録した。

## 3. 結果と考察

加熱後の試料の切断面の画像を図 1 に示す。$B_4C$ 粉末を用いた試料では、SUS304 円板は全て溶融し、$B_4C$ 粉末側へと浸透、凝固し空隙が生じていた。一方、4 族金属硼化物粉末を用いた試料では、わずかな SUS 板の厚さの減少は確認できたが、大部分が形状を保ち残存していた。また、制御棒を模した試料を用いた実験の結果、$B_4C$ の試料では 1270℃付近から急激な試料の変形、溶融が観察された。一方、$TiB_2$ の試料では 1200℃付近での外観の変化は確認されず、1480℃付近で被覆した SUS304 が溶融したが、$TIB_2$ 粉末は充填時の棒形状を保っていた。

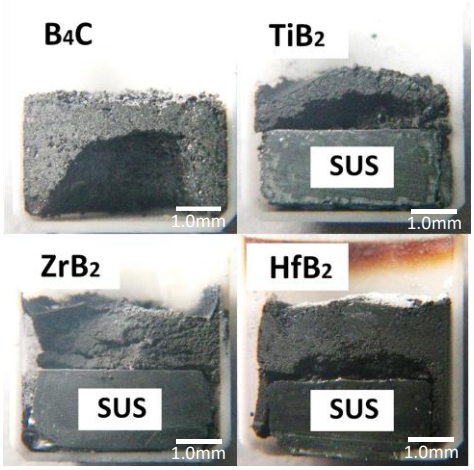



図 1 . Ar 雰囲気中 1400℃で 30 分間加熱後の試料の切断面

## 4.まとめ

4 族金属硼化物と SUS304 との高温での共存性を調べた結果、$B_4C$ のように、1200℃付近で溶融反応は進行せず、SUS304 の融点に近い 1400℃においても良い共存性を示すことが分かった。

*Yusuke Kido[1], Kenichi Hashizume[1] and Kan Sakamoto[2]
[1]Kyushu Univ., [2]NFD.

# 酸化セリウム中の酸素イオンフレンケル対の挙動におよぼす不純物の影響

Impurity effects on oxygen Frenkel pair recombinations in cerium dioxide

*椎山 謙一[1]，高木 聖也[2]，安田 和弘[2]，松村 晶[2]，Alain Chartier[3]，Constantin Meis[3]
[1]純真学園大学，[2]九州大学大学院，[3]CEA Saclay

酸化セリウム中の酸素イオンフレンケル対挙動におよぼす不純物の影響を調べるために、非ドープおよび Gd をドープした酸化セリウム中の酸素イオンフレンケル対の集合および再結合過程に対する分子動力学計算を行った。その結果、Gd は酸素イオンフレンケル対の再結合過程に影響を与えることがわかった。

**キーワード：**分子動力学法、蛍石型構造、欠陥集合体、電子照射、ガドリニウム

## 1. 緒言

蛍石型構造を持つ酸化セリウムに電子照射を行なうと、エネルギーに著しく依存した性状を持つ照射欠陥集合体が観察される。欠陥集合体を構成するイオン種、あるいはその形成過程は電子顕微鏡観察では断定できない。また、欠陥集合体の形成過程に酸化セリウム中の不純物が影響をおよぼすと考えられるが、これも明らかではない。そこで、欠陥集合体を構成するイオン種およびその形成過程、さらにそれらにおよぼす不純物の影響を明らかにするために、非ドープおよび不純物ドープした酸化セリウム中の酸素イオンフレンケル対(O-FP)の集合および再結合過程を分子動力学計算により調べた。

## 2. 計算方法

分子動力学計算では、ポテンシャルとして、経験的ポテンシャルの１つである Buckingum 型ポテンシャルに静電ポテンシャルを組み合わせたものを用い、アンサンプルとして、NPT アンサンブル（粒子数 N=1500, 圧力 P= 0.1 MPa, 温度 T= 300～1200 K）を用いた。また、計算セルとして、酸化セリウムの単位胞を 5×5×5 個並べたスーパーセルに周期境界条件を付加したものを用いた。このスーパーセルに O-FP を１対から４対導入し、その後の緩和過程を 1 fs の時間間隔で 10 ps まで調べた。不純物として、Ｇｄを 4～20 %ドープし同時に、酸素空孔をＧｄ濃度に相当する量導入した。なお、計算は GULP ( General Utility Lattice Program ) コードおよび、SCIGRESS（富士通）で行った。

## 3. 結果および考察

温度 300 から 1200 K において、O-FP 導入後の FP 挙動を計算した結果、格子間酸素イオンは格子点酸素イオンと置換しながら <100> 方向に移動しやすいことがわかった。複数対の O-FP 導入後の FP 挙動を調べた結果、300 および 600 K において格子間酸素イオンは、(111) 面の酸素層面間に酸素イオン集合体を形成した。これに対し、酸素イオン空孔は 10 ps まで初期位置から移動しなかった。温度 900 および 1200 K では、格子間酸素イオンと酸素イオン空孔は再結合した。酸素層面間の酸素イオン集合体の安定性を調べるために、(111) 面上における O-FP の形成エネルギーを計算すると、O-FP １対当たりの形成エネルギーは O-FP 対の数とともに減少した。これは、格子間酸素イオンは単独よりも集合体を形成するほうが安定であることを意味する。これらの計算結果は照射実験結果をよく再現しており、1 MeV 程度以下の電子照射によって形成された照射欠陥集合体が照射によってはじき出された酸素イオン集合体であるという考察を支持している。不純物 Gd をドープした酸化セリウム中の O-FP の挙動を計算した結果、Gd ドープにより、再結合距離が短くなること、また再結合に要する時間が短くなる傾向にあることがわかった。

---

*Kenichi Shiiyama[1]，Seiya Takaki[2]，Kazuhiro Yasuda[2]，Syo Matsumura[2]，Alain Chartier[3]，Constantin Meis[3]
[1]Junshin Gakuen Univ., [2]Kyushu Univ., [3]CEA Saclay

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [1C01-04] Radioactive inventory evaluation

Chair: Koichi Kitamura (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [1C01] An effect of neutron-nenergy spectrum for radioactivity calculation for decommissioning

*Ken-ichi Tanaka[1], Jun Ueno[2] (1.The Institute of Applied Energy , 2.Genden Nuclear Engineering and Service Company)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [1C02] Fundamental investigations for precise estimation of activation

(1)Analysis and uncertainty for determination of trace elements

*Norikazu Kinoshita[1], Yuichi Tanimoto[1], Kazuaki Kosako[1], Akane Tada[1], Kazuyuki Torii[1], Itaru Kurosawa[1] (1.Shimizu Corporation)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [1C03] Fundamental investigations for precise estimation of activation

(2)Analysis of trace elements and estimation of radioactivities by activation

*Kazuyuki Torii[1], Norikazu Kinoshita[1], Yuichi Tanimoto[1], Kazuaki Kosako[1], Akane Tada[1], Itaru Kurosawa[1] (1.SHIMIZU CORPORATION)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [1C04] Influence of $^{59}$Ni radioactivity on decommissioning

*hideo ezure[1] (1.NAIS)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# 廃止措置のための放射化放射能計算における中性子エネルギースペクトルの依存性

An effect of neutron-energy spectrum for radioactivity calculation for decommissioning

*田中　健一[1]，上野　純[2]

廃止措置準備作業で実施する放射能インベントリ評価において BWR の格納容器（PCV）内の中性子エネルギースペクトルを反映した放射化断面積を用いたベンチマーク計算を実施し、スペクトル依存の断面積の有効性を確認した。

**キーワード：** 放射化放射能、廃止措置、放射能インベントリ、SCALE5.1/ORIGEN-S、MAXS、SCALE6.1/COUPLE/ORIGEN-S

## 1. 緒言

廃止措置準備作業（廃止措置計画認可申請の準備作業）における放射能インベントリ評価のうち、放射化放射能評価は、主に計算コードを用いて評価する。放射化計算で用いられる SCALE5.1/ORIGEN コードに対して、BWR の PCV 内の中性子エネルギースペクトルを反映した放射化断面積ライブラリ MAXS が整備されたの [1]。これを用いて、小型 BWR を対象としてベンチマーク計算を実施した。また、これに併せ、任意のエネルギー群構造から計算の都度、放射化断面積を作成して計算を行う機能を有する SCALE6.1/COUPLE/ORIGEN-S を用いた計算も実施し、両者の比較も行った。

## 2. BWR のベンチマーク計算

### 2-1. MAXS ライブラリ

MAXS ライブラリでは、図 1 に示す 7 種類のスペクトルによる 7 通りの放射化断面積が用意されている[2]。ユーザが BWR の放射化計算を実施する際には、計算対象箇所のスペクトルに最も適合したライブラリを選択する。

### 2-2. ベンチマーク計算

小型 BWR の PCV 内 30 点で放射化箔（金箔及びニッケル箔）を用いて測定された放射化放射能[3]をベンチマーク問題として設定した。

## 3. 結論

本ベンチマーク計算を通して、計算対象のスペクトルを反映した放射化断面積を用いることの有効性が確認できた。

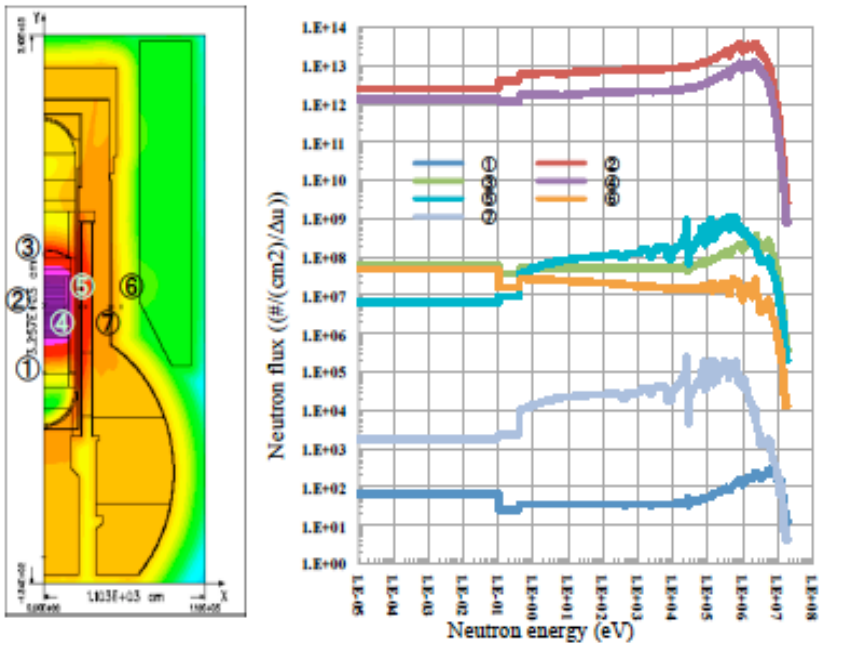



図 1　MAX ライブラリで用いられた中性子エネルギースペクトル[2]

## 参考文献

[1] K. Okumura et.al, *Proc. of SND 2014* - 150716 (2014)
[2] K. Tanaka, Proc. of CNR*15 2015 -10003(2016)
[3] K. Tanaka et al, PNE,**85**: 254-270 (2015)

*Ken-ichi Tanaka[1] and Jun Ueno[2]
[1]The Institute of Applied Energy, [2]Genden Nuclear Engineering and Service Company.

# 放射化量評価高精度化のための基礎的検討
# （1）微量元素の分析法とばらつき

Fundamental investigations for precise estimation of activation
(1) Analysis and uncertainty for determination of trace elements

*木下 哲一[1]，谷本 祐一[1]，小迫 和明[1]，多田 茜[1]，鳥居 和敬[1]，黒澤 到[1]
[1]清水建設株式会社

一般的に普及している化学処理を伴う手法を用いて岩石試料に含まれる主要元素および微量元素の元素分析を行った。分析方法が及ぼす分析値への影響やその注意点、分析値のばらつきなどついて考察を行った。

**キーワード：**コンクリート，微量元素分析，化学処理，廃炉

## 1. 緒言

原子炉の運転の伴い生体遮蔽コンクリートなどは放射化される。生成放射能量はコンクリートなどの元素組成、中性子スペクトル、核反応断面積、運転履歴の 4 つのパラメータより計算され、生成放射能は廃止措置計画において重要な役割を果たす。発表(2)における生成放射能は、元素組成のばらつきが大きく影響する。本研究では、一般的に普及している手法を用いて、岩石試料中の主要元素と微量元素の分析を行った。分析値のばらつきやその要因、分析手法による分析値への影響などについて考察した。

## 2. 試料の分析方法

本研究では複数の機関により岩石試料を化学処理し、主要元素および微量元素の分析を行った。例として Co と Eu の分析に用いた大まかな試料処理法を次に示す。

①硝酸+過塩素酸分解、ろ過、残渣をアルカリ融解、酸に溶解、ICP-MS 分析
②王水+過塩素酸分解、ろ過、残渣をフッ酸分解、過塩素酸の白煙処理によりフッ素を除去、ICP-MS 分析
③フッ酸+硝酸分解、ホウ酸添加によりフッ素をマスク、ICP-MS 分析

## 3. 結果と考察

「地球化学標準物質」（産業技術総合研究所）の標準岩石 JG-3 を各手法により分析し、元素の公称値との比を図 1 に示す。数十%の割合で含まれる Si や Ca の分析値は公称値に近く、分析方法による差は顕著に見られない。しかしながら、濃度が数 ppm と低い Co、Eu、Cs は分析値のばらつきが大きい。特に Eu は全体的に分析値が低い傾向が見られる上、フッ素が分析値へ大きく影響する。

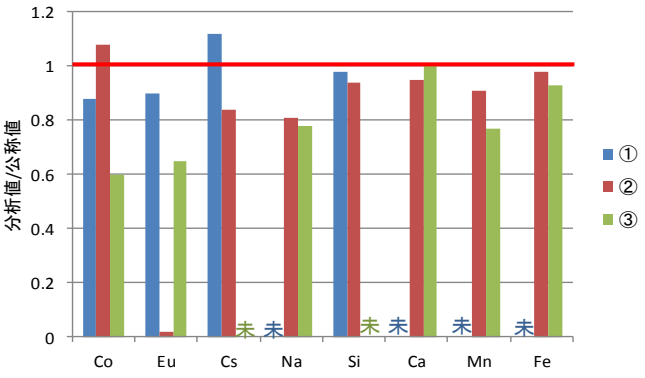



図 1　本研究により分析された標準岩石 JG-3 に含まれる元素の公称値との比。「未」は未実施を示す。

これらの結果を踏まえ放射化量見積もりへの影響を考えると、Si や Ca などの主要元素の濃度はコンクリート内での中性子の輸送に強く影響するが、高精度に分析可能であるため、中性子スペクトルは十分な精度の計算ができると考えられる。その一方、Co や Eu などの微量元素の濃度は放射化量に大きく寄与し、ばらつきが大きい上、過小評価気味である。放射化量の見積もりには、本研究におけるこれらの傾向を考慮する必要がある。

*Norikazu Kinoshita[1], Yuichi Tanimoto[1], Kazuaki Kosako[1], Akane Tada[1], Kazuyuki Torii[1], Itaru Kurosawa[1]
[1] SHIMIZU CORPORATION

# 放射化量評価高精度化のための基礎的検討
# (2)微量元素分析と放射化放射能量評価

Fundamental investigations for precise estimation of activation

(2)Analysis of trace elements and estimation of radioactivities by activation

*鳥居 和敬[1]，木下 哲一[1]，谷本 裕一[1]，小迫 和明[1]，多田 茜[1]，黒澤 到[1]

[1]清水建設株式会社

原子力発電所の放射化放射能量評価における Eu，Co などのコンクリートの微量元素量の影響を評価するため，BWR 型原子炉モデルプラントの生体遮へいコンクリートに対して，放射化放射能量評価を実施した。(1)から得られた微量元素量の変動幅をもとに，パラメータスタディを行い微量元素量の影響を考察した。

**キーワード**：生体遮へいコンクリート、放射化放射能量、微量元素、放射化計算

## 1. 緒言

原子力発電所の廃止措置計画立案に当たっては，放射性廃棄物量を正確に算定することが重要である。廃棄物量の大部分を占めるコンクリートの放射化放射能量の算定では，ppm オーダーで含まれる Co や Eu などの微量元素が決定核種である。発表(1)で考察した微量元素の変動幅が放射化放射能量の算定に与える影響を評価した。

## 2. 検討内容

### 2-1. 中性子束の計算

Mark-I 沸騰水型原子力発電所のモデルプラントを作成し，モンテカルロ法により中性子束を計算した。モデル化範囲は図-1 に示す原子炉格納容器と生体遮へいコンクリート部分である。輸送計算には MCNP コードを使用した。

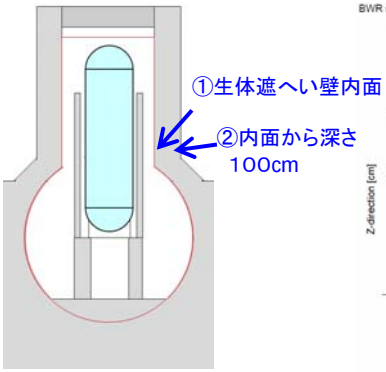



図-1　解析モデル(BWR Mark-Ⅰ)

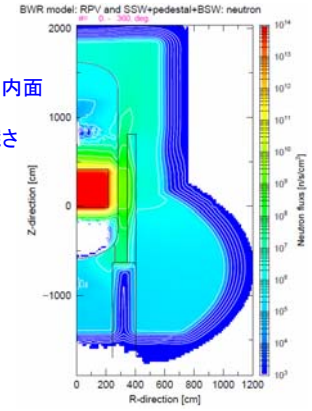



図-2　中性子束の解析結果

### 2-2. 放射化放射能量の計算

コンクリートの元素組成を設定し，原子炉稼働率 75%で 25 年間運転，炉停止 10 年後の放射化放射能量を算定した。Co，Eu の変動を想定し，Co の含有量を 20 倍，Eu の含有量を 5 倍にした時と，核種毎のクリアランスレベル比とそれらの合計を比較した結果を図-2 に示す。変動によりクリアランスレベル境界が移動し，放射性廃棄物量が最大で約 1.5 倍になる可能性がある。

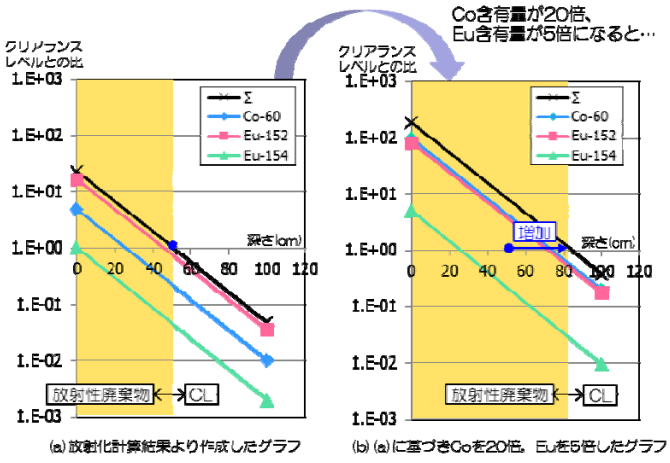



図-3　微量元素変動幅を考慮した放射性廃棄物量の比較

## 3. 考察

コンクリート中の微量元素 Co と Eu の分析精度が，放射性廃棄物量に大きな影響を及ぼす。今後，微量元素成分量の最適な設定法を確立する予定である。

*Kazuyuki Torii[1], Norikazu Kinoshita[1], Yuichi Tanimoto[1], Kazuaki Kosako[1], Akane Tada[1], Itaru Kurosawa[1]
[1] SHIMIZU CORPORATION

# $^{59}$Ni の放射能が廃止措置計画に及ぼす影響

## Influence of $^{59}$Ni radioactivity on decommissioning

㈱　ナイス　＊　江連 秀夫

原子炉構造材に大量に使用される SUS が中性子照射されて $^{59}$Ni が生成され、それから内部制動放射(IB)によって放出される γ 線（1.07MeV までの連続スペクトル）の線量は定量的に評価されない。そこで、これと併せて特性 X 線による線量が廃止措置計画に及ぼす影響について考察する。

**キーワード**：SUS、EC 崩壊、$^{59}$Ni、放射能、連続スペクトル、線量、廃止措置

### 1.緒言

原子炉構造材として大量に使用される鋼材、SUS 等は中性子照射され、放射性核種が生成される。それによる線量率等を評価して、廃止措置計画が作成されている。しかし、$^{59}$Ni は EC 崩壊し、その際に内部制動放射(IB)によって 1.07MeV までの連続スペクトルを持つ γ 線を放出する。しかし、被ばく線量がどのくらいになるかについて具体的に評価がされていない。このために、M.Pfutzner 等[1]が示した「$^{59}$Ni の EC 崩壊 γ 線生成対特性 X 線の生成比」を用いて JPDR の炉心シュラウドで生成される $^{59}$Ni からの γ 線放出量を求め、更に、Z.Janas 等[2]が測定した γ 線スペクトルから平均 γ 線エネルギーを求めて、その線量換算係数から表面線量率を評価した。その値が廃止措置計画に及ぼす影響について考察する。

### 2.解析

JPDR の炉心シュラウドは、SUS で、放射能の測定、計算[3]が行われているので、測定値、運転履歴、核断面積等を用いて 80%稼働率で 40 年間運転した時の核種の放射能を求めた。$^{59}$Ni の放射能は測定されていないので、測定されている $^{63}$Ni の放射能を用いて、次式によって求めた。

$$(\lambda n)_\ell = (\lambda n)_k \frac{\sum_{i=0}^{n} \sigma_\ell \varphi_i N_\ell \left(1 - exp(-\lambda_\ell T_i)\right) exp(-\lambda_\ell t_i)}{\sum_{j=0}^{n} \sigma_k \varphi_j N_k \left(1 - exp(-\lambda_k T_j)\right) exp(-\lambda_k t_j)}$$

これらの結果を図 1 に示す。記号は通常用いられるものである。サフックス k 及び j 又は、ℓ および i はそれぞれ放射能を測定、又は評価された核種及びその評価に用いる運転履歴を表す。中性子束は連続運転期間中の平均炉出力に比例し、また、放射化断面積は運転条件に対して一定[4]と仮定した。図 1 から放射能濃度は 40 年を過ぎると殆ど一定になる。$^{59}$Ni の放射能濃度も大きいことが分かる。$^{94}$Nb は不純物によるものである。このほか、$^{54}$Mn、$^{59}$Fe 等は、半減期が短いので $^{60}$Co より早く減衰する。M.Pfutzner 等が理論的に求めた「$^{59}$Ni の EC 崩壊 γ 線生成対特性 X 線の生成比」$7.92\times10^{-4}$ について特性 X 線の生成率[5]を補正して $^{59}$Ni の放射能からの EC 崩壊 γ 線放出率を求めた。また、彼らが求めた $^{59}$Ni の EC 崩壊 γ 線スペクトルの近似曲線から平均 γ 線エネルギーを求め、その線量換算係数[6]からシュラウドの表面線量率を求めた。この結果を図 2（59Ni(X)：特性 X 線，59X(IB)：$^{59}$Ni の EC 崩壊 γ 線による線量）に示す。100 年を過ぎると $^{94}$Nb 及び $^{59}$Ni による線量率が支配的になり、ほぼ一定となる。$^{59}$Ni の EC 崩壊 γ 線による表面線量率は特性 X 線の約 280 倍である。廃止措置で遅延解体、安全貯蔵を計画した場合に、$^{59}$Ni の放射能による表面線量率が約 670$\mu$Sv/h、解体時の作業員の被ばくに大きく影響するとは考えにくいが、年間の被ばく量は 5.87Sv/y となる。$^{94}$Nb のように不純物による表面線量率が大きいことが分かる。

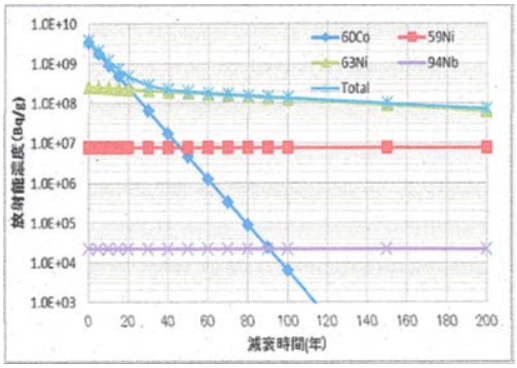



図 1　炉心シュラウドの放射能濃度の時間変化

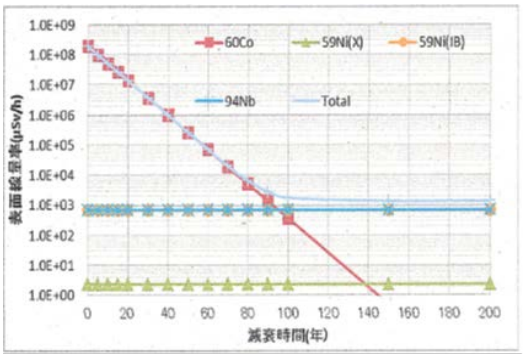



図 2　表面線量率の時間変化

### 3.結論

$^{59}$Ni の EC 崩壊 γ 線による表面線量率は、M.Pfutzner 等の「$^{59}$Ni の EC 崩壊 γ 線生成対特性 X 線の生成比」の理論値及び Z.Janas 等[2]の γ 線スペクトルの測定値を用いて求め、特性X線の約 280 倍、年間の被ばく量は 5.87Sv/y になる。今後、解析に用いた諸条件が本解析にマッチしているかを見極めたい。

### 参考文献

1) M.Pfutzner, k.Pachcki and J.Zylicz, Evidence for the virtual ß-γ transition 59N decay. *Physical Review* C92, 044305, 7, Oct. 2015, 2) Z.Janas, M.Pfutzner etc., Study of the internal bremsstrahlung accompanying the (2nu)-forbidden electron capture decay of $^{59}$Ni 3) 助川武則, 畠山睦夫, 柳原敏, JAERI-Tech 2001-058 4) H.Ezure, J. Nucl. Sci. Technol. 35, 4, pp255-263, 5) アイソトープ手帳 11 版, p29, 日本アイソトープ協会, 平成 23 年 3 月 6) ICRP 116, 付属書 A, 2010

Hideo Ezure
Nippon Advanced Information Service Company, Inc. (NAIS)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Wed. Sep 7, 2016 3:50 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [1C05-08] Scenario evaluation, System development, Dismantling technology

Chair: Ken-ichi Tanaka (IAE)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

### [1C05] Optimization Study for Waste Packaging of Dismantled Reactor Components

Development of Package Number Calculation Model

*Jumpei Takahashi[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1.University of Fukui)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [1C06] Evaluation of Decommissioning Cost

(3)Study of Evaluation Methods for a Large-scale Power Reactor

*Haruka Okude[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1.University of FUKUI)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [1C07] Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

(6)Activity for Knowledge Transfer of Technical Expert

*Yasuaki Kato[1,2], Satoshi Yanagihara[1], Yukihiro Iguchi[1,2], Masashi Tezuka[2], Yuya Koda[2] (1.University of Fukui, 2.Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [1C08] In-situ dismantling of the liquid waste storage tank LV-1 in the JRTF

(8)Cutting of lower part of the LV-1 tank

*Yuta Yokozuka[1], Ryuji Mimura[1], Toshiki Fujikura[1], Koichi Nemoto[1], Shigeo Shida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 炉心部機器の解体で発生する廃棄体製作に係る最適化の検討 ～廃棄体数計算モデルの開発～

Optimization Study for Waste Packaging of Dismantled Reactor Components
～Development of Package Number Calculation Model～

*高橋　純平，川崎　大介，柳原　敏
福井大学

解体廃棄物の廃棄体数計算モデルを作成し、L1 相当の解体廃棄物を L2 廃棄体中に混合することによる L1 廃棄体数削減の可能性について検討した。L1 相当の上部格子板はこの混合によって L2 廃棄体として処分可能で、それにより L1 廃棄体数が削減される可能性があることがわかった。

**キーワード：廃止措置　解体廃棄物　廃棄体数　表面線量率　最適化**

**1. 緒言:** 炉心部機器の解体では放射能濃度が高い解体廃棄物が発生し、特に L1(余裕深度処分)相当の廃棄物は処分コストが高いため、廃棄体発生数を抑制することが望ましい。単体では L1 相当の廃棄物でも、少量ずつ L2(ピット処分)相当の廃棄物の中に混ぜることによって、ピット処分に係る濃度上限値を下回れば L2 廃棄体として処分できると考えられ、その分 L1 廃棄体数の削減につながる。本研究では、L1 相当の廃棄物と L2 相当の廃棄物を混ぜた混合廃棄体も含めて廃棄体数を計算するモデルを開発し、混合廃棄体製作による L1 廃棄体数の削減可能性の評価を行い、最小の L1 廃棄体数を計算することを目的とする。

**2. 廃棄体数計算モデルの開発と廃棄体数削減可能性の検討**

**2.1 廃棄体数計算モデル:** 解体対象物の重量や密度、廃棄体容器収納時の充填率、容器の容積等を与条件として廃棄体数を計算するモデルを作成した。さらに、二種類の解体対象物を混合して一体の廃棄体 (混合廃棄体) を製作する場合について、混合廃棄体一体当たりに収納する各々の廃棄物重量をパラメータとして廃棄体数を算出するモデルを作成した。

**2.2 L1 廃棄体数の削減可能性の検討:** L1 相当の機器毎に混合廃棄体製作による L1 廃棄体数の削減可能性を評価した。廃棄物としては L1 相当のシュラウドと上部格子板、L2 相当の炉心支持板など計 8 機器を対象とし、放射能濃度や機器重量は NUREG[1](1100MW BWR, 30 年運転・10 年冷却)を参照した。廃棄容器形状は L1・L2 ともに一辺 1.6m、厚み 5cm の立方体とした。混合廃棄体を製作する際は L1 廃棄体数を目的関数とした最適化問題を解き、理論上の最小 L1 廃棄体数とその時の L2 廃棄体数を算出した。制約条件は(1) 混合廃棄体の収容放射能濃度がピット処分に係る濃度上限値以下であり、(2) 表面線量率が 500mSv/h 以下であることとした。線量率評価から、シュラウド廃棄体には遮蔽材設置が必要であるとわかった。L1 廃棄体 2 体分の物量がある上部格子板は、L2 廃棄物と混合することにより全て L2（混合廃棄体）として処分可能となることがわかった。シュラウドの場合、全ての L2 相当の機器を費やして混合させても、シュラウドの L1 廃棄体 3 体が残り、混合しなかった場合から L1 廃棄体数を削減出来なかった。

**2.3 廃棄体数の計算:** 炉心部機器 8 機器を対象に総廃棄体数を算出し、混合した場合の L1 廃棄体数の最小値を評価した。上部格子板を L2 相当の機器と混合させることにより L1 廃棄体数は最小化され、L1 と L2 の廃棄体数はそれぞれ 3 体と 15 体であった。混合しない場合は、5 体(L1)と 14 体(L2)であり、混合廃棄体製作によって L1 廃棄体数を 5 体から 3 体に減らせることがわかった。

**3. 結論および今後の計画:** 混合廃棄体製作による L1 廃棄体数の削減可能性を検討した結果、上部格子板は全て L2 廃棄体として処分できる可能性があり、その分 L1 廃棄体数を削減できることが分かった。今後は廃棄物の放射能濃度に係る条件を変化させた場合の発生廃棄体数について評価することを計画している。

**参考文献**: [1] H.D.Oak, et al .NUREG/CR-0672,Vol.2

Jumpei Takahashi, Daisuke Kawasaki and Satoshi Yanagihara, University of Fukui.

# 廃止措置の費用評価　(3)大型発電炉を対象とした評価方法の検討

Evaluation of decommissioning cost (3) Study of evaluation methods for a large-scale power reactor

*奥出 陽香，川崎 大介，柳原 敏
福井大学

原子力発電所の解体作業に関して、発電炉の規模に対する作業時間の依存性について検討を行い、大型発電炉にも適用可能な汎用的な作業時間算出モデルを作成した。

**キーワード：**廃止措置，費用評価，人工数，作業時間，JPDR，解体作業

**1. 緒言**　これまでの研究で、JPDR の解体実績データ[1]の分析に基づき、作業人工数の分布を算出するモデル[2]を作成した。しかし、小型発電炉である JPDR は、大型発電炉とは機器・構造物の寸法や重量などが大きく異なるため、モデルやデータの大型発電炉への適用方法の検討が必要である。本研究では、炉心周辺部機器・構造物の解体を対象として、作業人工数算出の基となる作業時間の発電炉の規模への依存性を明らかにし、大型発電炉にも適用可能な作業時間算出モデルを作成することを目的とする。また、解体対象物の配置や形状等の詳細情報を設定しなくても適用可能なモデルとする為に、主に解体対象物の重量を指標として作業時間を算出する事とした。

**2. 検討方法**

**2-1. JPDR 解体作業の分析**　JPDR 解体の実績データより、炉心周辺部の対象物毎の解体作業を切断、ブレード交換、切断準備、水処理、容器収納などの項目に細分化し、発電炉の規模に対するそれぞれの作業時間の依存性を分析した。後述のモデルに組み込むために、これらの作業項目毎に切断一回当たりの作業時間の分布を抽出した。

**2-2. モデル作成の基本的考え方**　前述の作業項目の切断一回あたりの作業時間と解体対象物の切断回数から解体対象物の全解体作業時間を算出する計算モデルの検討を行った。細分化した作業項目の切断一回あたりの作業時間に影響を与えるパラメータ(切断長さ等)を抽出し、これらのパラメータによる作業時間の分布への影響を検討することとした。別途、各解体対象物に対して切断回数を算出するモデルを作成した。また、これらのモデルを用いて作業時間の発電炉の規模への依存性について検討し、作業時間の分布の補正を行うこととした。

**3. 結果**　各々の解体作業項目についてそれぞれ作業時間を算出するモデルを作成した。例えば、圧力容器の切断時間については、切断長さを切断速度で除して算出した。ここで、一回の切断長さは、廃棄体容器の寸法を基に設定される切断片の一辺の長さと設定した。切断回数については、切断片一個当たりの重量と圧力容器の重量の比から切断片の個数を算出し、切断片一個につき二回の切断を要するものとした。発電炉の規模の影響は、主に圧力容器寸法と重量、さらに重量から算出される切断回数に反映されるものとした。他の解体対象物に対しても作業項目毎にモデル化を行い、JPDR 解体実績データから抽出した分布を含めた形で炉心周辺部機器・構造物解体にかかる作業時間を算出することが可能となった。

**4. 結論**　JPDR 解体の実績データの分析結果を使用して、主に解体対象物の重量をパラメータとして規模の異なる発電炉に対しても分布を含めた作業時間の評価が可能なモデルを作成した。今後は、作成モデルを用いて、110 万 kW 級発電炉に対して解体作業にかかる費用を計算し、その妥当性について検討を行う。

**参考文献**

[1] 白石，他(1998), JPDR-Data-98-010, 112-114　[2] 奥出，他(2015), 2015 年秋の大会, G09.

*Haruka Okude, Daisuke Kawasaki and Satoshi Yanagihara, University of Fukui.

# 原子力施設廃止措置における知識マネジメント支援システムの構築
# (6)ベテラン技術者の知識継承のための取り組み

Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

(6)Activity for Knowledge Transfer of Technical Expert

*加藤 靖章[1,2]，柳原 敏[1]，井口 幸弘[1,2]，手塚 将志[2]，香田 有哉[2]

[1]福井大学，[2]原子力機構

「ふげん」は長期に渡る廃止措置を円滑に行うために、知識マネジメントの取組を進めている。建設時代から業務に携わってきたベテラン技術者は、若手職員が持ちえない豊富な経験、技術等を保有しているが、このような職員は定年退職していく状況にあり、それと同時に有用な知識が組織から失われてしまうことが懸念される。そこで、ベテランに内在する知識を共有し、次世代に継承する手法について検討した。

**キーワード：廃止措置、暗黙知、継承、場**

## 1. 緒言

原子力施設の廃止措置は長期に渡るため、ベテラン技術者から若手技術者への知識、技術の継承は重要な課題である。経験が長い技術者であればあるほど個人に内在する経験や知識は豊富であるが、そのようなベテラン技術者は定年退職していく状況にあり、若手技術者への知識、技術の継承が急務とされている。

## 2. ベテラン技術者に内在する知識抽出

「ふげん」におけるベテラン技術者個人に内在する知識として、建設・運転時代の経験談、誰が何を知っているか、各種設備に関する歴史的な経緯等といった文章化されずに個人レベルで留まっている知識や、経験を積まないと体得できない匠の技、長年の経験に基づく勘のような言葉による表現が難しい知識がある。野中[1]はこのような知識が組織で共有、継承されるメカニズムについて**場（Ba）**の概念を導入し、その重要性について述べている。場は知識を共有するための空間であり、個人・集団が直接的あるいは間接的に相互作用しあうことによって個人の持つ知識が共有される（図）。「ふげん」における取組では、この場に着目し知識継承の方法について検討・実践している。

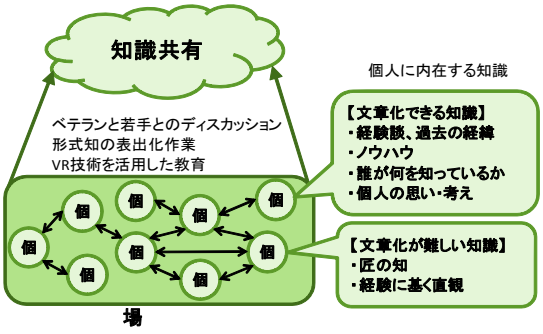



図 知識共有の場モデル

## 3. 取り組み状況

知識継承を行うための場として様々な形態の場が考えられるが、「ふげん」でいくつか場を構築し、その有効性を検討した。具体的には、最前線の現場で解体、除染、技術開発等を担当する若手実務者とベテラン技術者による双方向コミュニケーションを目的に、両者を交えた議論の場をこれまでに 4 回設けた。個人が持つ古い知識、記憶は簡単に思い出せない性質があるため、事前に若手実務者のニーズを把握し議論に臨んでもらうことにより、ベテランが持つ貴重な知識の抽出を容易にした。また、実際の議論を自由な雰囲気の中で行うことにより、現場のニーズに合った知識や、若手職員では知りえない設備に関する古い歴史的経緯等の情報、また話題から連想された補足的な知識を引き出し、若手技術者へと共有が行われた。

また、人から人への間接的な知識継承の場として、有識者による古いドキュメントに関する補足資料を作成し、既存の知識と紐付ける取組にも着手した。これは膨大な知識源のインデックス化により、知りたい知識に辿り着くための検索支援環境を整備するとともに、規則制定や設備設計に係る根拠や背景を表出化させるものであり、この取組も間接的な相互作用により形成される一つの場と見なすことができる。

## 4. まとめと今後の予定

上記のように、廃止措置を進める「ふげん」において、ベテラン技術者に内在する知識の共有・伝承について試行した。具体的には、いくつかの知識共有の場を構築することによって、知識の継承が行われるだけでなくベテランと若手との間のコミュニケーション文化も強化された。今後は、施設情報を表示する仮想現実感（VR）技術を用いて、知識継承を支援する手法についても試行する。また、こうして得られた貴重な知識を文書化し、共有化を図るために検索機能等を有するシステムの構築を進めていく。

## 参考文献

**[1]野中郁次郎，知識創造企業，東洋経済新報社(1996).**

*Yasuaki Kato[1,2], Satoshi Yanagihara[1] , Yukihiro Iguchi[1,2], Masashi Tezuka[2], and Yuya Koda[2]

[1]University of Fukui, [2]Japan Atomic Energy Agency.

# 再処理特別研究棟廃液貯槽 LV-1 の原位置解体
# （8）LV-1 下鏡部の切断作業

In-situ dismantling of the liquid waste storage tank LV-1 in the JRTF

(8) Cutting of lower part of the LV-1 tank

*横塚 佑太[1]，三村 竜二[1]，藤倉 敏貴[1]，根本 浩一[1]，信田 重夫[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

再処理特別研究棟（JRTF）では、高線量エリアにおける設備、機器等の解体・除染技術の開発に資することを目的として、核分裂生成物（FP）で汚染された廃液貯槽 LV-1 をコンクリートセル内で解体（原位置解体）を行っている。本報告は LV-1 の下鏡部及び下胴部の切断作業について述べる。

**キーワード**：再処理特別研究棟，廃止措置，高線量エリア，廃液貯槽，コンクリートセル，原位置解体

## 1. 緒言

JRTF では、FP で汚染した廃液貯槽 LV-1 の原位置解体を実施している。解体作業を通して、作業管理、作業者被ばく及び廃棄物等のデータを取得し、原子力施設の状況に応じた安全で合理的な廃止措置の確立に役立てることとしている。LV-1 内部配管、上鏡部及び上胴部の切断作業[1]後、下鏡部及び下胴部の切断作業を平成 27 年度に実施した。下鏡部には固着性汚染が残存していたため、切断による空気中放射能濃度の測定結果に基づき、作業者の放射線防護装備を変えて切断を行った。本報告では、下鏡部等の切断作業結果と放射線防護装備の差異による作業性の比較について述べる。

## 2. 廃液貯槽 LV-1

LV-1 は冷却水ジャケットを備えた二重構造の貯槽であり、コンクリートセル内に設置されている。本貯槽には湿式再処理試験の共除染工程で発生した廃液（FP 含有廃液）を貯留していた。LV-1 内部の線量率は、解体作業前には、最大で 3.18mSv/h であったが、タンク内部の残渣の回収及び除染を行うことにより 1.4μSv/h 以下に低減させた[1][2]。しかしながら、切断作業に伴い、固着性汚染の舞い上がりが懸念されたため、予備切断作業時に空気中放射能濃度の測定を行い、作業計画を策定し、実施した。

## 3. 切断作業

切断作業は、切断片の重量を作業者が一人で安全に取り扱える重量（約 15kg）となるよう切断位置をあらかじめマーキングして実施した（図 1）。切断作業はチップソー等を用いた機械的切断で実施した。切断時に LV-1 内にダストサンプリング端を設置し、エアラインスーツ装備で試験的に下胴部及び下鏡部を切断し、空気中のα核種の放射能濃度を測定した。測定の結果、下鏡部の切断作業には空気中放射能濃度の上昇が確認されたため、エアラインスーツを着用して切断を行った。一方、下胴部の切断作業では、空気中放射能濃度の有意な上昇が確認されなかったため、全面マスクとタイベックスーツを着用して切断を行うことで、作業の効率化を図った。本作業の作業人工数は 643 人・日、集団被ばく線量は 0.16 人・mSv、放射性廃棄物は解体廃棄物が約 2.4ton、付随廃棄物が約 0.97ton であった。またエアラインスーツ着用時に比べ、全面マスク及びタイベックスーツ着用時の作業効率（切断長/作業時間（準備・着装及び脱装時間を含む））は約 1.8 倍であった。

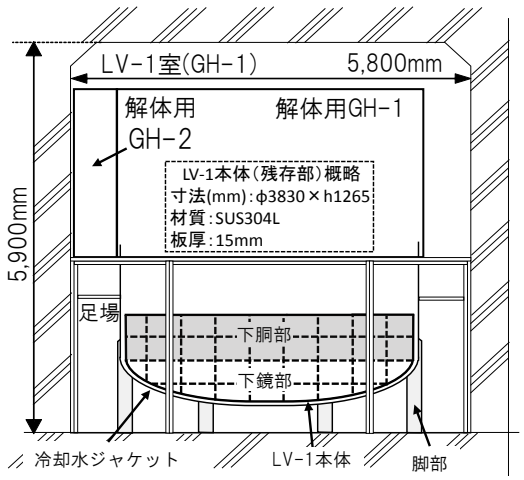



図 1　LV-1 切断予定図（マーキング）

## 4. 結言

LV-1 本体（冷却水ジャケット、脚部を除く）の撤去が完了した。今後、残存している冷却水ジャケット、脚部等の撤去を進めるとともに、解体で収集したデータのとりまとめを行い、横置き貯槽類の作業データとの比較及び一括撤去工法と原位置解体工法の比較・分析を行っていく。

**参考文献**　[1] 三村他：日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集 3E10
[2] 中塩他：日本原子力学会 2014 年秋の大会予稿集 D17

* Yuta Yokozuka[1], Ryuji Mimura[1], Toshiki Fujikura[1], Koichi Nemoto[1] and Shigeo Shida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 10:50 AM JST | Wed. Sep 7, 2016 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [1D01-03] Migration of Cesium

Chair: Takamitsu Ishidera (JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1D01] Influence of the Saturation Change of Liquid Phase on the Migration of Cesium and Strontium

*Takenori Ozutsumi[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1] (1.Tohoku Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1D02] Study on Cs(I) adsorption and desorption on suspended matters in Fukushima river water (2).

*Masaki Onodera[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Seiya Nagao[2] (1.Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku University, 2.Institute of Nature and Environmental Technology, Kanazawa University)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1D03] Analysis of Diffusion Coefficient Consistent with Sorption Based on Evolution of Depth Distribution of Radiocaesium in Soil Contaminated by the Fukushima Nuclear Accident and Future Prediction of Depth Distribution

*Haruo Sato[1], Takuya Chikami[1] (1.Okayama University)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# セシウムおよびストロンチウムの移行挙動に及ぼす液相飽和率変化の影響

Influence of the Saturation Change of Liquid Phase on the Migration of Cesium and Strontium

*小堤健紀[1]，新堀雄一[1]，千田太詩[1]

[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では，不飽和層の形成が核種移行挙動へ及ぼす影響として，固相表面の核種収着サイトの制限と，流路屈曲に起因する地下水流動の遅延に着目し，カラム充填層を用いた流動実験および移流分散方程式による数値解析を基に，セシウムとストロンチウムの遅延効果の変化を定量評価した．その結果，不飽和層における遅延効果の減少と分散効果の増加が確認された．

**キーワード**：不飽和層，浅地中処分，多孔質層，カラム実験

**1. 緒言**：福島第一発電所事故に伴い発生した放射性廃棄物の一部は，比較的浅い地下への保管あるいは埋設を視野に入れ，その取り扱いを検討する必要がある．深度の浅い地下環境に想定される多孔質媒体中の地下水流動場においては，液相と気相が混在する不飽和層が形成されるために，処分場から漏出した核種の移行挙動が，地下水で飽和した場合と比較して変化する可能性がある．本研究においては，カラム内にケイ砂を充填することで浅地中の多孔質層を模擬し，脱水と再冠水によりカラム内部に飽和層と不飽和層を調製した．この飽和層と不飽和層のカラムを用いて，安定同位体のセシウム溶液とストロンチウム溶液を流し，元素流出の経時変化を理論値と比較することにより，遅延係数等のパラメータを定量した．

**2. 実験**：平均粒子径が 350 μm のケイ砂を，純水の入ったカラム（体積 6 mL）に振動させながら充填することにより飽和層のカラムを調製した．不飽和層は，飽和層のカラムに空気を注入して一度脱水し，その後液相を流して再冠水させることにより調製した．この時，不飽和層の液相飽和率（カラムの間隙を液相が占める体積割合，以下「飽和率」）は 2 通りの方法により調製した．高い飽和率（0.9-1.0 の範囲）は再冠水をカラムの下端から上端方向へ，比較的低い飽和率（0.8-0.9 の範囲）は再冠水をカラムの上端から下端方向へ行うことにより調製した．これらのカラムに，1 mM に調整した安定同位体のストロンチウム溶液あるいはセシウム溶液をそれぞれ通液し，流出液の元素濃度を原子吸光法により定量した．

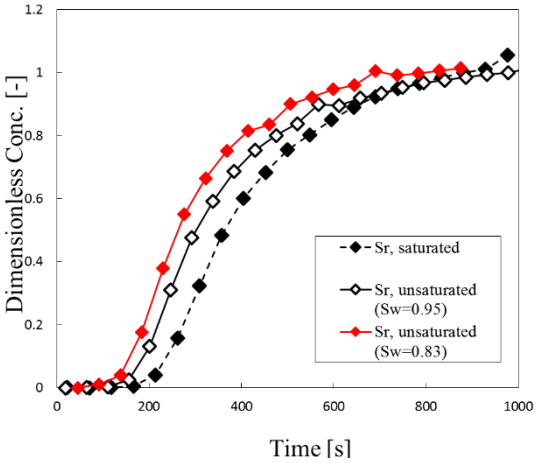



図 1 ストロンチウムの物質移行挙動

表 1 パラメータの評価結果

| Element | $S_w$ [-] | $P_e$ [-] | $R_d$ [-] |
|---|---|---|---|
| Cs | 1 | 20 | 5.9 |
| | 0.92 | 15 | 5.7 |
| | 0.82 | 15 | 5.4 |
| Sr | 1 | 20 | 3.6 |
| | 0.95 | 15 | 3.2 |
| | 0.83 | 15 | 3.0 |

**3. 結果･考察**：図 1 にストロンチウムの実験結果を示す．縦軸は流出液の元素濃度をトレーサー溶液の初期濃度により規格化した無次元濃度であり，横軸は流出液を採取した時間を示す．図 1 より，飽和率の減少に従ってストロンチウムの流出開始が早くなり，遅延効果が小さくなっていることがわかる．この結果を，一次元移流分散方程式とフィッティングすることにより，遅延係数やペクレ数（$P_e$）を導出した．評価結果をまとめた表 1 に示すように，不飽和層においては，元素によらずペクレ数と遅延係数が減少した．ペクレ数の減少は分散効果の増大に伴うものであり，不飽和層における流路の屈曲によると考えられる．また，遅延係数の減少は，気相により固相表面の収着サイトが減少し，見かけの分配係数が減少することを意味する．以上のことから不飽和層においては，核種収着の低減によって移行が促進され得る一方，分散効果の増大は核種遅延に寄与する可能性があり，今後，流速や間隙率を系統的に整理した不飽和層中の核種移行挙動の検討が必要である．

**謝辞**：本研究の一部は，「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム」，および科学研究費補助金 挑戦的萌芽研究 16K14532 の成果である．ここに記して謝意を表す．

*Takenori OZUTSUMI[1], Yuichi NIIBORI[1], Taiji CHIDA[1]

[1]Tohoku Univ. Graduate School of Engineering

# 河川水懸濁物に対するCs(I)の吸着・脱離挙動に関する研究（その2）

## Study on Cs(I) adsorption and desorption on suspended matters in Fukushima river water (2)

*小野寺　将規[1]，桐島　陽[1]，秋山　大輔[1]，佐藤　修彰[1]，長尾　誠也[2]
[1]東北大学 多元物質科学研究所，[2]金沢大学 環日本海域環境研究センター

河川に沈着した放射性セシウムの移行挙動を河川水懸濁物との相互作用の観点から評価し、実環境でのセシウムの移行挙動を解明することを目的として、阿武隈川等の河川水懸濁物を採取し、$^{137}$Csトレーサーを用いたバッチ式の吸着および脱離実験を行い、セシウムの懸濁物に対する吸着・脱離率の算出や吸着・脱離機構の考察を行った。

**キーワード：**セシウム，河川水，懸濁物，吸着，脱離，福島

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故により環境中に放出された放射性セシウムのうち、河川に沈着したものは河川水中の懸濁物（主として粘土鉱物で構成される）に吸着され[1]、河川の流れとともに移行し、最終的に海洋へ流出すると推測されている[2]。事実9.2 TBqもの放射性セシウムの河川から海洋への流出[2]も確認されており、河川水中でのセシウムの移行挙動に関して評価を行うことは河川に沈着した放射性セシウムによる河川-海洋汚染の分布を検討する上で重要な知見になると考えられる。

### 2. 実験

河川水中の懸濁物とCs(I)の吸着・脱離挙動を調べるために$^{137}$Csトレーサーを使用したバッチ式の吸着・脱離実験を行った。吸着実験においては、福島県内の河川（阿武隈川、夏井川）から採取した河川水懸濁物（以下SS試料）と調製した模擬河川水30 ml（[Cs]T = 173 ppt ~ 1 ppm）を使用し、脱離実験に関しては、吸着実験で作成したCs吸着済みSS試料（[Cs] ≒ 970 ng / g(SS) 程度）と各種脱離溶液（NaCl, $NH_4Cl$,実海水,超純水等）を使用し、それぞれ放射能測定からCs吸着率および脱離率を算出した。また、Cs吸着時の固液比を変化させたCsの脱離実験や、単一の粘土鉱物を用いたXRD測定によるCs吸着・脱離時の構造変化などからもCsの吸着・脱離挙動を検討した。

### 3. 結果・考察

実験結果から、固液比0.17 g/L（5 mg -30 ml）での分配係数と溶存Cs濃度の関係を求めると、SS試料に存在するCs吸着サイトは強い吸着サイトから弱い吸着サイトが連続的に分布していることがわかった。また脱離実験においてNaCl 1M溶液を用いると、Csの脱離率が80 %程度と最も高かったが、実海水での脱離率は30 %程度と低かった。さらに、$NH_4Cl$ 1M溶液やCsCl 1M溶液による脱離率はそれぞれ20 %程度と15 %程度であり、Csの脱離反応は単純なイオン交換反応ではないことが示唆された。一方、超純水ではほとんど脱離しなかった。XRD測定の結果からは、脱離実験前後で低角側における粘土鉱物の構造変化が確認され、Csの脱離は構造変化に強く影響されることも示唆された。

### 参考文献

[1] 中尾淳, セシウムの土壌吸着と固定, (2012)
[2] 山敷 庸亮ら, Initial flux of sediment-associated radiocesium to the ocean from the largest river impacted by Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, (2014).

---

*Masaki Onodera[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Seiya Nagao[2]
[1]Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku University
[2]Institute of Nature and Environmental Technology, Kanazawa University

# 福島原子力発電所事故により汚染された土壌中放射性セシウムの深度分布の変遷に基づく収着と整合的な拡散係数の解析と深度分布の将来予測

Analysis of Diffusion Coefficient Consistent with Sorption Based on Evolution of Depth Distribution of Radiocaesium in Soil Contaminated by the Fukushima Nuclear Accident and Future Prediction of Depth Distribution

*佐藤 治夫[1], 千頭 拓也[1,2]
[1] 岡山大学院, [2] 大阪航空局

福島原発事故により汚染した土壌中の放射性 Cs（Cs-134, 137）の深度分布の変遷に基づいて、バッチ実験からの収着分配係数（$K_D$）と整合的な見掛けの拡散係数（$D_a$）を算出すると共に、算出した $D_a$ を用いて、事故から最大 30 年後までの深度分布を解析した。

**キーワード:** 福島原子力発電所事故, セシウム, 拡散, 深度分布, 将来予測

## 1. 緒言

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災により福島第一原子力発電所事故が発生し、放出された放射性物質により福島県を中心に土壌や森林等が汚染された。除染活動が本格化する中で、面積の 7 割を占める森林は主な未除染域となっていることから、放射性物質の供給源となり得るものの、森林外への移動は少ないことが知られている。しかしながら、住民帰還の判断や帰還後の地域産業の再生等を考える上で放射性物質の移動・再分布に伴う放射線量率の分布と変遷の予測評価は重要である。今や線量率を支配しているのは放射性 Cs であることから、Cs の挙動が重要である。Cs は土壌や樹木等に沈着後、一部は地表面から深部へ移動し、また一部は土壌粒子等に収着し雨水等の流水と共に移動する。これらの移動には収着脱着プロセスが深く関与している。著者らは以前の発表で、バッチ実験からと濃度分布から得られる $K_D$ との間には大きな乖離が見られたことから、濃度分布の変遷に基づいた、バッチ実験から得られる $K_D$ と整合的な $D_a$ を解析する手法について報告した[1]。本発表では、新しく濃度分布の変遷に基づいて算出した $K_D$ と整合的な $D_a$ を用いて、事故から最大 30 年程度までの深度分布を解析した。

## 2. 解析方法・条件

濃度分布は放射線の減衰を考慮した Fick の法則に基づいて解析した。初期に地表面に沈着した有限な量の放射性 Cs は深部へ拡散することから、薄膜拡散源を条件として解析した。$D_a$ は事故から 1 年までの濃度分布の変遷に基づいて求めたことから、濃度分布の解析は 1 年までは従来の $D_a$ に基づいて、それ以降は濃度分布の変遷に基づいて得られた $D_a$ により解析した。このように、一連の解析は 2 段階で行い、1 年後までの濃度分布の解析結果を入力値とし、それ以降の解析を行うことから、数値解析（差分法）により行った。解析は、二本松市、川俣町、浪江町の調査地点 11 の内、$D_a$ を算出できた 9 地点について実施した。離散化した 1 次元拡散方程式を(1)式に示す。

$$\frac{C_j^{i+1}-C_j^i}{\Delta t}=D_a\frac{C_{j+1}^i-2C_j^i+C_{j-1}^i}{(\Delta x)^2}-\lambda C_j^i \qquad (1)$$

ここで、

$C_j^i=C(t_i,x_j), t_i=i\Delta t, x_j=j\Delta x, i=1,2,3,\cdots, j=1,2,3,\cdots$

$C$: 濃度, $t$: 時間, $x$: 距離, $\Delta$: 刻み, $\lambda$: 壊変定数

時刻 $t_i$ に対する距離 $x_j$ における濃度 $C_j^i$ は、(1)式に初期及び境界条件を適用して前進的に計算することができる。

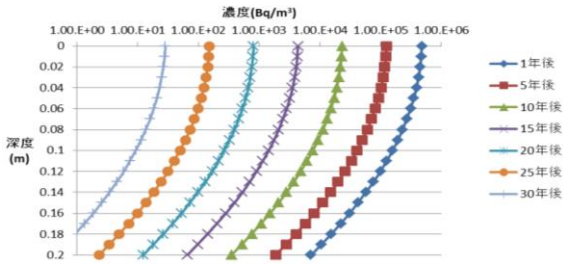



図 1 Cs-134 の濃度分布の変遷の計算例（浪江町昼曽根）

## 3. 結果・考察

図 1 に Cs-134 の濃度分布の変遷の計算例（浪江町昼曽根）を示す。1 年後以降、30 年後まで、濃度分布に大きな変化は見られないが、濃度は大きく減少している。同様に、Cs-137 の濃度分布にも大きな変化は見られないが、時間に対して濃度は殆ど減少していない。両者の違いは、Cs-134 の半減期が約 2 年と短いことによる。これらのことから、深部への Cs の移動は極めて遅く、今尚多くの割合の Cs が土壌表層付近に存在する事実とも整合する。

### 参考文献

[1] 佐藤治夫 他:原子力学会「2015 年春の年会」, L40, p.526 (2015).

*Haruo Sato[1] and Takuya Chikami[1,2]
[1]Okayama Univ., [2]West Japan Civil Aviation Bureau

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Wed. Sep 7, 2016 10:50 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [1D04-07] Accident waste disposal

Chair: Tatsumi Arima (Kyushu Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

### [1D04] Derivation of approximate analytical solutions for the nuclides release from engineered barrier system of radioactive waste disposal and understanding of response characteristics of the system

(1)Derivation of approximate analytical solution for the nuclides release from EBS with the double diffusion media and the response characteristics

*Takao Ohi[1], Hirokazu Takahashi[2] (1.JAEA, 2.QJ Science Ltd)

---

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

### [1D05] Derivation of approximate analytical solutions for the nuclides release from engineered barrier system of radioactive waste disposal and understanding of response characteristics of the system

(2)Derivation of approximate analytical solution for the nuclides release from disposal facilities of pit and trench disposal system and the response characteristics

*Hirokazu Takahashi[1], Takao Ohi[2] (1.QJ Science, 2.Japan Atomic Energy Agency)

---

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

### [1D06] Preliminary study for disposal of fuel debris

(1)Sensitivity analysis on safety functions of engineered and natural barriers

*Taro Shimada[1], Yuki Nishimura[1], Seiji Takeda[1] (1.JAEA)

---

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

### [1D07] Preliminary Study for Disposal of Fuel Debris

(2)Impact of gas generation on disposal system

*Yuki Nishimura[1], Taro Shimada[1], Seiji Takeda[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# 放射性廃棄物処分の人工バリアシステムからの核種放出に対する近似解析解の導出とシステムの応答特性の把握
# (1)2 重の拡散媒体を有する人工バリアシステムからの核種放出に対する近似解析解とその応答特性

Derivation of approximate analytical solutions for the nuclides release from engineered barrier system of radioactive waste disposal and understanding of response characteristics of the system
(1) Derivation of approximate analytical solution for the nuclides release from EBS with the double diffusion media and the response characteristics

*大井 貴夫[1]，高橋 博一[2]
[1]IRID,JAEA，[2]QJ サイエンス

シリーズ発表（1)として，放射性廃棄物の処分の検討における解析解利用の利点と福島第一原子力発電所の事故廃棄物（１F 廃棄物）の検討における利用の概要を紹介する。また，2 重の拡散媒体を有する人工バリア(EBS)からの核種放出率の近似解析解の導出とそれを用いて示される EBS の応答特性について紹介する。

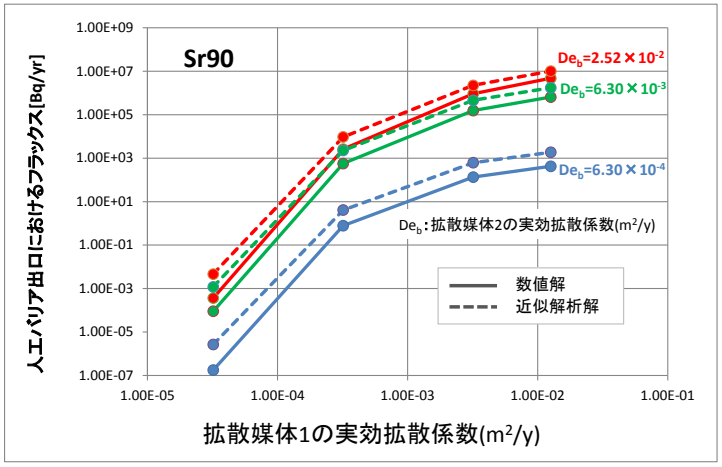
**キーワード：**近似解析解，応答特性，福島第一原子力発電所，処分の安全評価，余裕深度，地層処分

## 1. 放射性廃棄物の処分の検討における解析解利用の利点と 1F 廃棄物の処分検討における利用

処分システムからの核種放出率に関する解析解が導出され，パラメータの変動に対する放出率の変化(システムの応答特性)を定量的に把握できるようになれば，与えられた条件下で処分の安全性に影響を及ぼす，または，放出率が特異な変化を示すパラメータの閾値を把握することが容易になる。これらの情報は安全評価における重要なパラメータの同定やパラメータの取得条件の設定だけでなく，解析ケースの設定や評価の網羅性の論拠の提示に資する重要な情報になる。1F 廃棄物は，その処理・処分方法が決まっていない廃棄物であり，その検討においては，廃棄物の特性を考慮して適切な処理処分方法を選定することが主要な目的となっている。しかし，現状，処理・処分の検討に不可欠な廃棄物の性状（インベントリ，含有物質等)に関する情報が必ずしも十分得られていない状況にある。このことは，処分の安全評価に用いるパラメータ値の設定を困難にする。このような状況においては，上記の解析解によって与えられる情報は重要な情報になる。本検討では，1F 廃棄物の処分の安全評価に上述の解析解から得られる情報を適用することを考え，対象とする処分概念の応答特性を定性定量的に把握可能な近似解析解の導出を試みた。シリーズ発表(1)では，既存の研究成果[1]を踏まえ，既存の地層処分システムの近似解析解[2]を拡張することで導出した 2 重の拡散媒体を有する EBS の近似解析解とその応答特性について報告する。これは，余裕深度処分システムの応答特性を概略把握することを目的としたものである。続くシリーズ発表(2)では，浅地中処分システムの近似解析解と応答特性について報告する。

## 2. 2 重の拡散媒体を有する EBS の近似解析解と応答特性

既存の地層処分システムの近似解析解を 2 重の拡散媒体に拡張し，HLW, TRU の地層処分と余裕深度処分の EBS の応答特性を概略把握することが可能な共通の近似解析解を導出した。余裕深度処分システムを概略模擬した近似解析解については，数値解析コードの結果と比較することで，その妥当性を確認した（図参照)。また，応答特性の理解を容易にするため，崩壊を無視した簡略式を求め，この簡略式から，2 つの拡散媒体の個々の収着，拡散係数，幾何形状の変化と EBS からの核種放出率の関係を定量的に説明できることを示した。発表では，これらの結果について報告する。




※この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られたものの一部である。

**参考文献**

[1]鈴木他，多重人工バリアシステムを有する放射性廃棄物処分施設の安全評価手法に関する考察，原子力バックエンド研究 Vol.15, No.2, 2009 年 3 月.p87.
[2]地層処分低レベル放射性廃棄物の安全性向上に関する検討, NUMO-TR-14-03.

*Takao Ohi[1] and Hirokazu Takahashi[2]
[1]IRID, JAEA, [2]QJ Science.

# 放射性廃棄物処分の人工バリアシステムからの核種放出に対する近似解析解の導出とシステムの応答特性の把握
# （2）浅地中ピットおよびトレンチ処分の処分施設からの核種放出に関する近似解析解の導出とその応答特性

Derivation of approximate analytical solutions for the nuclides release from engineered barrier system of radioactive waste disposal and understanding of response characteristics of the system
(2) Derivation of approximate analytical solution for the nuclides release from disposal facilities of pit and trench disposal system and the response characteristics

大井 貴夫[1]，*高橋 博一[2]
[1] IRID,JAEA，　[2] QJ サイエンス

シリーズ発表(2)として，浅地中ピットおよびトレンチ処分の処分施設からの核種放出率に関する近似解析解の導出について報告するとともに，浅地中処分施設の応答特性を概略的に提示する。

**キーワード：**近似解析解，応答特性，福島第一原子力発電所，処分の安全評価，ピット，トレンチ

## 1. 序

福島第一原子力発電所の事故廃棄物（1F 廃棄物）には複数の種類があり，その汚染状況や程度は様々であると考えられる。また，現時点では事故廃棄物の性状や発生量に関する情報には不確実性が大きい。1F 廃棄物を適切に処分するためには，線量が低く物量が多い廃棄物の検討が重要であり，対象となる浅地中処分の特性を把握する必要がある。本検討では，トレンチ及びピット処分の地下水移行を対象に，バリア機能を容易に把握するためのツールとして，核種移行率の近似解析解を導出し，数値解との比較によりその妥当性を確認するとともに応答特性を検討した。

## 2. ピット処分における人工バリア出口の核種移行率の近似解析解

本予稿ではピット処分についての結果を示す。学会標準で想定されている数学モデル [1]では，廃棄体からの溶出率，及び降雨浸透による廃棄体下部の岩盤への核種放出及び廃棄体下部に位置する岩盤内の核種移行，さらには，施設上部の難透水性覆土への拡散による移行がモデル化されている。本検討では，まず，廃棄体下部領域に相当する岩盤内の核種移行を保守的に無視することとした。対象とするモデルにおいては，移流による下部岩盤への移行と拡散による上部覆土への移行の 2 つの経路があり，これらの 2 つ経路を時間変化を考慮しつつ同時に解く必要がある。しかし，厳密にこの問題を解くと，式が繁雑になり応答特性の把握が難しくなると考えられる。そこで，本検討では簡略化のため，拡散と移流を別々に扱うこととし，上部覆土中が定常にある条件で廃棄体中の初期濃度を求め，降雨浸透による下部岩盤への移流に依存する廃棄体中の核種濃度の時間変化に基づいて廃棄体下部の岩盤への核種放出率を求めるモデルを構築し，近似解析解を求めた。得られた近似解析解の結果は，施設下流端より 250m の地点を評価地点とし，半減期，Kd の異なる 80 核種の移行率の最大値を対象として数値解の結果と比較された。その結果，図のように 1/λRd（λ：崩壊定数，Rd：岩盤中の遅延係数）が 1 以上の核種では 2 倍以内の誤差で数値解と一致した（図の縦軸は近似解÷数値解）。一部核種にみられる不規則な傾向は，廃棄体中の Kd の影響である。なお，数値解では施設下部領域の岩盤中の移行を考慮しているが，近似解では保守的にこれを無視している。また，学会標準のリファレンス条件における数値解計算において，下部岩盤への移行率と上部覆土出口での移行率を比較したところ下部岩盤への移行率が支配的であることがわかった。このような条件では，移流のみを考慮することでシステムの特性を把握することが可能になる。本検討では，近似解析解を用いてこのような上部覆土への拡散による移行が無視できる条件を検討した。結果の詳細については，当日の発表で報告する。

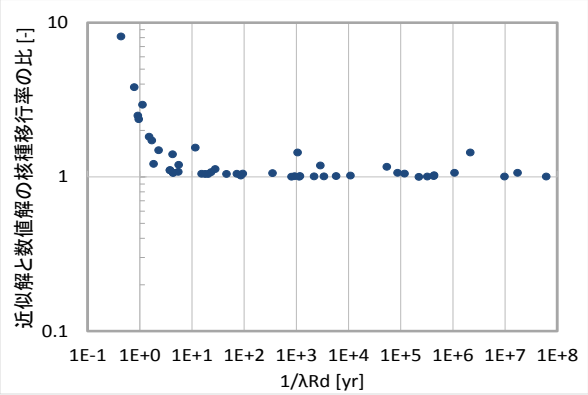


図　数値解と近似解の比較

※この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られたものの一部である。

**参考文献**

[1] 日本原子力学会（2013）：日本原子力学会標準　浅地中ピット処分の安全評価手法：2012, AESJ-SC-F023:2012.

Takao Ohi [1], *Hirokazu Takahashi [2]
[1] IRID, JAEA, [2] QJ Science

# 燃料デブリの処分に向けた予察的な検討
# (1) バリア機能に着目した感度解析

Preliminary study for disposal of fuel debris
(1) Sensitivity analysis on safety functions of engineered and natural barriers

*島田 太郎[1], 西村 優基[1]、武田 聖司[1]
[1] 日本原子力研究開発機構 安全研究センター

東京電力福島第一原子力発電所で発生した燃料デブリの処分に向け、燃料デブリ特性の不確実性とそれによるバリア性能への影響の不確実性に着目した感度解析を行った。
**キーワード**：燃料デブリ処分、福島第一原子力発電所、地層処分、人工バリア

**1. 緒言**：東京電力福島第一発電所の事故で発生した燃料デブリの処分概念が検討されているが、その物理的化学的特性についてはまだ把握されていない。本研究では、燃料デブリ処分に求められるバリア機能を予察的に把握するため、現状の燃料デブリ特性を踏まえつつ不確実性を想定した核種移行の感度解析を実施し、バリア機能の相対的な重要性を検討するとともに、ガラス固化体の地層処分（HLW）と比較した。

**2. 解析**：HLW と同様の地層処分概念を前提にしつつ、燃料デブリはガラス固化せず直接金属容器に収納して処分することを仮定した。金属容器のサイズは、TMI-2 での貯蔵容器やガラス固化体のキャニスタの仕様を参考に決定し、廃棄体数は合計 4193 本とした。人工バリア及び天然バリアの初期設定条件は第 2 次取りまとめと同じとした。また、廃棄体からの核種放出は、燃料デブリが不均質な存在状態であることを想定して、浸出率で支配される割合と瞬時放出割合（IRF）の 2 成分とした。浸出率は NAGRA が使用済燃料直接処分に対する設定（$10^{-4}$～$10^{-7}$ $y^{-1}$ の時間変化）を標準ケースとし、模擬燃料デブリに係る最新の研究事例などを参考に $10^{-7}$ 及び $10^{-4}$ $y^{-1}$ の一定値と設定した。IRF は燃料成分に対しては 0～4%、構造材金属の $^{14}C$ は金属表面の酸化被膜の溶出速度が金属層よりも速いことなどを考慮して 30%とした。その他、人工バリアについてはオーバーパック閉じ込め期間、緩衝材中の移行パラメータ（溶解度、拡散係数、分配係数の重ね合わせ）、緩衝材厚さを変動パラメータとして設定した。それぞれのパラメータを変化させて人工バリア及び天然バリア各出口における核種移行フラックスを GSRW-PSA[1]を用いて算出した。

**3. 結果**：図 1 に浸出率を変化させた場合の人工バリア及び天然バリア出口における $^{238}U$, $^{79}Se$, $^{135}Cs$, $^{14}C$, $^{129}I$ の核種移行フラックスの最大値を示す。主要インベントリの $^{238}U$ の人工バリア出口でのフラックス最大値は標準ケースに対し 1 桁程度の感度があったが、天然バリア出口ではほぼ同一の値となり、他の人工バリアの各パラメータを変化させても天然バリア出口での値に変化は生じなかった。一方、他の核種に対しては、人工バリア出口のフラックス最大値が IRF に支配されるため標準ケースとの差は 2 倍以内となったが、天然バリア出口においては $^{79}Se$, $^{129}I$ で浸出率が最大値の場合、標準ケースに対して 1 桁程度高くなった。このほか、燃料デブリ特有の $^{14}C$, $^{129}I$ については、IRF の感度が高く、また、半減期 5730 年の $^{14}C$ については 4 万年のオーバーパック閉じ込め期間では天然バリア出口でも感度があった。これらの結果から、不確実性の大きい燃料デブリ中の $^{14}C$ 及び $^{129}I$ のインベントリを精度良く評価するとともに、これら核種の放出時の物理化学的特性の把握が重要であることを示した。また、HLW 処分と比較すると、$^{238}U$ のフラックス最大値はインベントリを反映して 2 倍となり、HLW で代表的な評価対象核種である $^{79}Se$ と $^{135}Cs$ は大きく下回る結果となった。

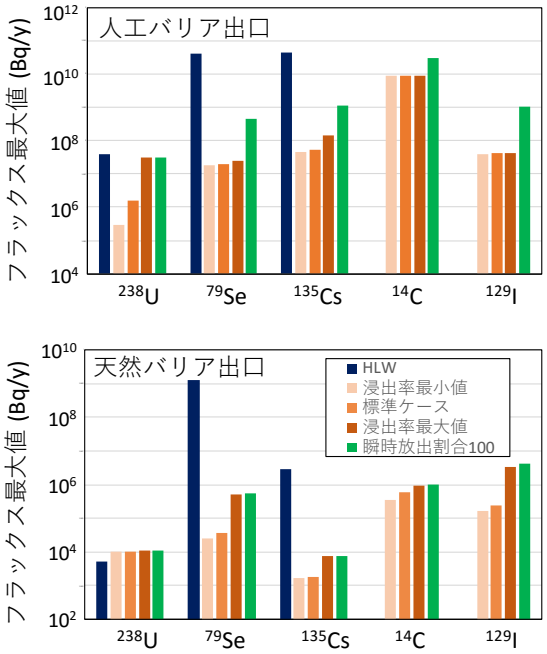


図 1 移行フラックス最大値の比較

**参考文献**：[1] Kimura et. al., J. Nucl. Sci. Technol., 32 [3], 1995

*Taro Shimada[1], Yuki Nishimura[1] and Seiji Takada[1],
[1] Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency,
本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「平成 27 年度燃料デブリの処理・処分に関する予察的検討」として実施したものである。

# 燃料デブリの処分に向けた予察的な検討
# （2）ガスの発生とその影響

Preliminary Study for Disposal of Fuel Debris
(2) Impact of gas generation on disposal system

*西村 優基[1]，島田 太郎[1]，武田 聖司[1]
[1]日本原子力研究開発機構 安全研究センター

福島第一原子力発電所事故により発生した燃料デブリをガラス固化体の地層処分と同様の処分概念で処分することを想定し、水の放射線分解及び金属腐食で発生するガスの影響に関して予察的な検討を行った。
**キーワード**：燃料デブリ，地層処分，水の放射線分解，金属腐食，ガス発生

**1. 緒言**：福島第一原子力発電所（1F）の事故で発生した燃料デブリの処分概念が検討されているが、その物理的化学的特性についてはまだ把握されていない。本研究では、水分の混入が避けられずα線量の高い燃料デブリの処分において特に考慮すべき重要事象として、水の放射線分解等による水素ガスの発生に着目し、ガス発生速度及び発生量を試算し人工バリアへの影響に関して予察的な検討を行った。

**2. 評価方法**：水の放射線分解に加え、還元性環境下での金属腐食も考慮し、オーバーパック（OP）内側と外側に分けて、ガス発生速度を評価した（表 1）。水の放射線分解によるガス発生速度は、吸収線量率に G 値（γ・β：0.5、α：1.5、中性子：1.12 分子/100eV）を乗算することで求めた。燃料デブリ廃棄体 1 本当たりの放射能量は、1F の燃料組成評価[1]から、1～3 号機の合計に U 量比（容器保管最大 U 量[146.4kg]／総 U 量[257t]）を乗じて算出した。γ・中性子線による吸収線量率は MCNP（図 1）を用い、α・β 線は水とデブリが均等に混合し保守的に全量寄与するとして求めた。OP 内側における燃料デブリの初期残存水量は、容器 1 本あたりの燃料デブリ体積 19.2dm$^3$ に対して 5%程度の水（1L）を含むものと仮定した。金属腐食によるガス発生速度は、各金属の腐食速度（炭素鋼：$1\times10^{-5}$、ステンレス鋼：$2\times10^{-8}$、ジルカロイ：$5\times10^{-9}$ m/y）を設定し、腐食反応式から求めた。

表 1　OP 内側及び外側での評価事象

| | OP内側 | OP外側 |
|---|---|---|
| 水の放射線分解 | γ線、中性子線、α線、β線 | γ線、中性子線 |
| 金属腐食 | 炭素鋼、ステンレス鋼、ジルカロイ | 炭素鋼 |

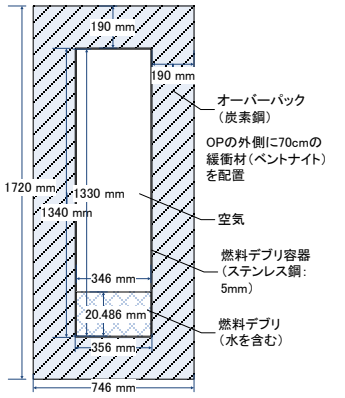


図 1　MCNP の計算体系

**3. 結果・考察**：燃料デブリ発生から 50 年後に処分を開始した場合の各事象のガス発生速度及び累積ガス発生量を図 2 に示す（ガス発生量は処分開始時点のガス発生速度に経過時間を乗じて算出）。OP 内側のガス発生速度は、金属腐食に比べ水の放射線分解が卓越するが、初期残存水は約半年で枯渇するため、累積ガス発生量は 1.9 m$^3$ に留まった。この値に基づき、廃棄体容器における燃料デブリの充填率を保守的に 90%とした場合で OP 内側でのガス蓄積圧力を計算したところ、約 14MPa となり、OP の設計圧力である約 55MPa を下回ることから、ガス発生によって OP が早期に破損する可能性は小さいと考えられる。一方 OP 外側に関してはガス発生速度が溶存水素ガスの拡散移行速度を上回るため、閉鎖後の長期にわたりガス発生が継続した場合、OP と緩衝材の界面にガスが蓄積し続け、その圧力は想定される地圧を超える可能性を示唆する結果となった。今後はガス発生に係る不確実性の検討に加え、ガス破過を考慮したガス移行解析によりバリア機能への影響について詳細な検討を行う必要がある。

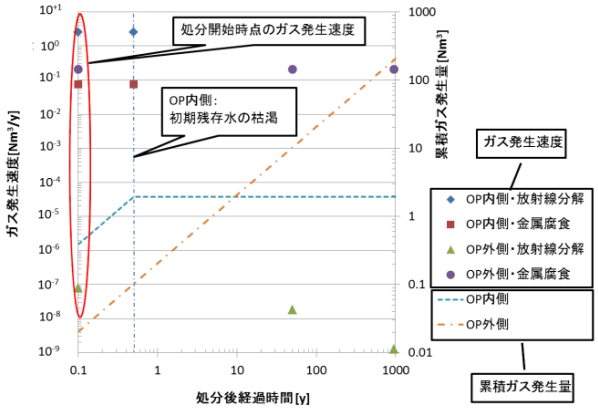


図 2　ガス発生速度及び累積ガス発生量

**参考文献**：[1] 西原ら, JAEA-Data/Code 2012-018, 2012.

*Yuki Nishimura[1], Taro Shimada[1], Seiji Takeda[1]；[1] Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency
本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「平成 27 年度燃料デブリの処理・処分に関する予察的検討」として実施したものである。

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 1

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [PL1D] Efforts toward Spent Fuel Removal from Spent Fuel Pools of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Takuji Takayama (TEPCO HD)

[PL1D01] Master Plan toward Spent Fuel Removal from the Spent Fuel Pools of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ippei Matsuoka[1] (1.TEPCO HD)

---

[PL1D02] Rubble removal work, Decontamination and Shield installation on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Takashi Inoue[1] (1.Kajima Corp.)

---

[PL1D03] Dose evaluation of working area on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Keisuke Shirai[1] (1.Toshiba Corp.)

---

[PL1D04] Gamma-ray Spectra and Dose Measurement Results on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Naoki Mukaida[1] (1.TEPCO HD)

---

[PL1D05] Design and Construction plan of Spent Fuel Removal Structure for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Ippei Matsuo[1] (1.Kajima Corp.)

---

[PL1D06] Design and Construction plan of Spent Fuel Removal System for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Fumihito Shinozaki[1] (1.Toshiba Corp.)

---

[PL1D07] Current situation of preparation for fuel removal from the Spent Fuel Pool of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Kanta Yamaguchi[1] (1.TEPCO HD)

---

[PL1D08] Development of Remote Guiding System, Rubble Suction Device, etc, for Dismantling Building Cover of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 1

*Itaru Kurosawa[1] (1.Shimizu Corp.)

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

# （1）各号機　プール燃料取り出しに向けた全体計画

(1) Master Plan toward Spent Fuel Removal from the Spent Fuel Pools of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

小林靖[1]，末永和也[1]，*松岡 一平[1]

[1]東京電力ホールディングス株式会社

## 1. はじめに

2011 年 3 月 11 日に福島第一原子力発電所で事故が発生して以来、東京電力は廃炉に向けて政府及び協力企業と共に、原子炉や燃料プールの注水冷却、使用済燃料の取り出し、汚染水問題等に取り組んでいる。

廃炉の主な項目は、使用済燃料プールからの使用済燃料プール燃料（以下、プール燃料）取り出し、燃料デブリの取り出し及び原子炉施設の解体である（図 1）。本タイトルでは各号機のプール燃料取り出し計画について報告する。

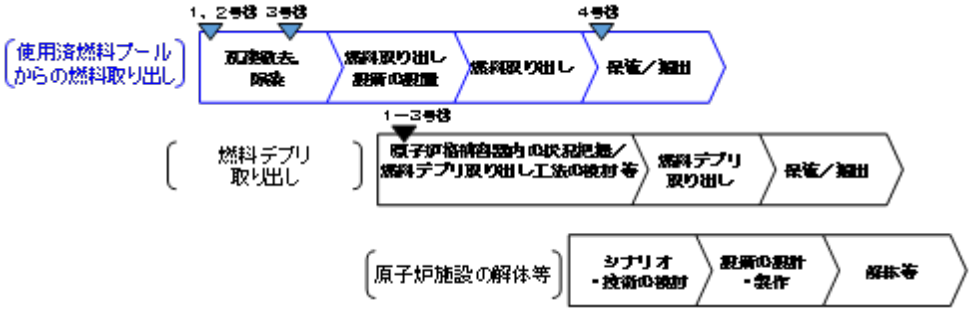



図 1　廃炉の作業ステップ

## 2. 各号機のプール燃料取り出しに向けた全体計画

### 2-1. 1 号機

水素爆発により原子炉建屋上部が損傷した福島第一原子力発電所 1 号機からの放射性ダストの飛散を抑制するために 2011 年 10 月、建屋カバーを設置した。その後、原子炉の安定冷却の継続等により放射性ダストの放出量は大幅に低減したことから、2015 年 4 月より建屋カバーの解体に着手した(図 2)。建屋カバー解体後は、水素爆発により原子炉建屋最上階に堆積した瓦礫の撤去、プール燃料を取り出すための架構・設備（以下、燃料取り出し用カバー等）を設置する計画である（図 3)。

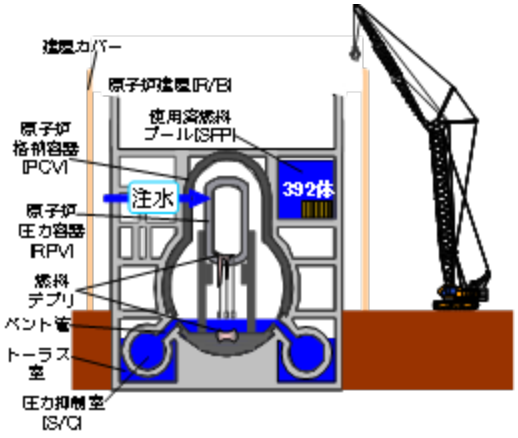



図 2　1 号機現状イメージ

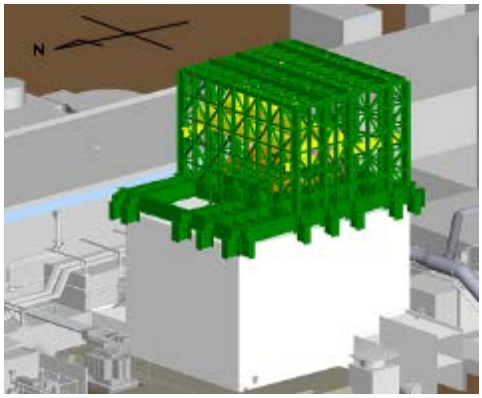



図 3　1 号機燃料取り出し用カバー等イメージ

### 2-2. 2 号機

水素爆発が発生しておらず原子炉建屋は健全であるものの炉心が損傷しているため、周辺の放射線量は高くなっている（図 4)。プール燃料取り出しに向け、今後、健全な建屋上部を解体し、燃料取り出し用カバー等を設置する計画である（図 5)。

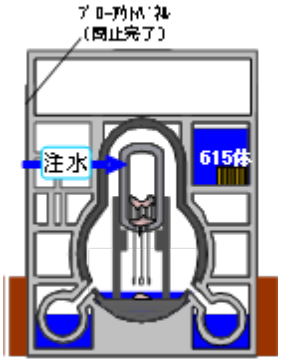



図 4　2 号機現状イメージ

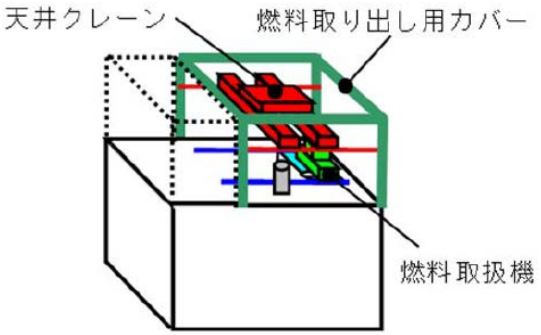



図 5　2 号機燃料取り出し用カバー等イメージ

### 2-3. 3 号機

3 号機は原子炉建屋で水素爆発が発生し、建屋が損傷した。損傷は他号機と比較し大きかった。2011 年 9 月から水素爆発により原子炉建屋最上階（以下、オペフロ）に堆積した瓦礫の撤去を進め、2013 年 11 月に完了（図 6,7)、その後にオペフロの線量低減を目的に除染および遮へい体設置に着手した（図 8)。除染は 2016 年 6 月に完了、現在は遮へい体設置を進めている。

オペフロ大型瓦礫撤去完了後、使用済燃料プール内にも大型瓦礫が堆積していることを確認し、線量低減と並行して使用済燃料プール内大型瓦礫撤去を実施、2015 年 12 月に完了した。今後、燃料取り出し用カバー等の設置を進め、プール燃料取り出し開始を目指す（図 9,10)。



図 6　3 号機オペフロ大型瓦礫撤去開始前の状況

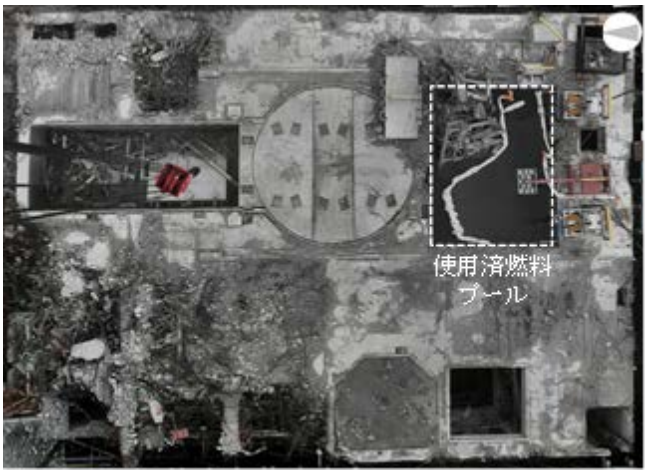



図 7　3 号機オペフロ大型瓦礫撤去完了後の状況

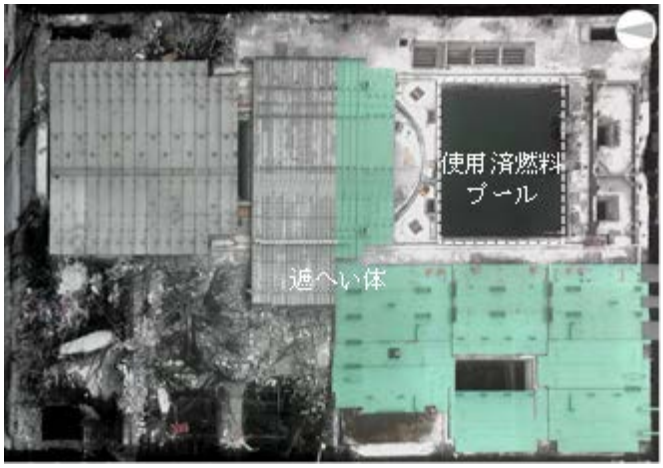



図 8　3 号機オペフロ線量低減期間中の状況

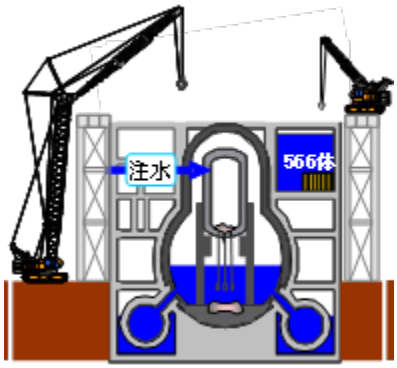



図 9　3 号機現状イメージ

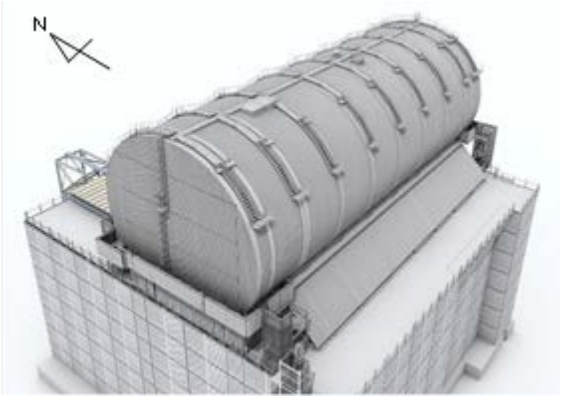



図 10　3 号機燃料取り出し用カバー等イメージ

**2-4. 4 号機**

原子炉建屋で水素爆発が発生したが、他号機と比較し放射線量が低い状態であったため、他号機に先行してプール燃料取り出しを 2013 年 11 月から開始し、順調に作業を進め、2014 年 12 月には全ての燃料（1533 本）の取り出しを完了した（図 11,12）。多くの瓦礫が散乱していた使用済燃料プールから、瓦礫を撤去し、プール燃料を順調に取り出せたことは、今後のプール燃料取り出しに向けて大きな実績となった。




図 11　4 号機現状イメージ



図 12　4 号機燃料取り出し用カバー等イメージ

Yasushi Kobayashi[1], Kazuya Suenaga[1], *Ippei Matsuoka[1]

[1] Tokyo Electric Power Company Holdings, lnc

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

# （2） ３号機 オペフロ大型ガレキ撤去、除染、遮へい体設置

(2) Rubble removal work, Decontamination and Shield installation on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

岡田 伸哉[1]， *井上 隆司[1] ，林 弘忠[2]，西岡 信博[2]，松岡 一平[3]

[1]鹿島建設株式会社 ，[2]東芝，[3]東京電力ホールディングス株式会社

## 1. 概要

3 号機でプール燃料の取り出し計画を進めるには、先ず水素爆発によりオペフロ床上に崩落したトラス鉄骨やコンクリート片などの汚染瓦礫、及び使用済み燃料プール内に落下した燃料交換機を解体撤去した上で、高度に汚染した床表面除染および床上への遮へい体設置などの準備工事が必要であった。

解体撤去に当たっては遠隔操作機器の開発を進める一方で、詳細な調査結果に基づいた瓦礫取出の計画と挙動シミュレーションを繰り返し、切断・つかみ位置の詳細な手順および監視方法を検討した。除染・遮蔽の計画は崩落瓦礫下のオペフロ状況を推測し、適切な除染方法の選定及び、遮蔽体の耐荷重の評価を行った上で、いずれも遠隔操作による除染計画、遮蔽体の設置計画を立案し機器開発を行った。

現在、燃料交換機を含むオペフロ上瓦礫撤去と除染作業を終え、遮蔽体の設置工事を実施中である。本稿では計画の概要と高線量下で実施したこれまでの取り組みを紹介する。

## 2. 瓦礫撤去

### 2-1. 崩落瓦礫撤去計画



図 1 3 号機外観(事故当時)

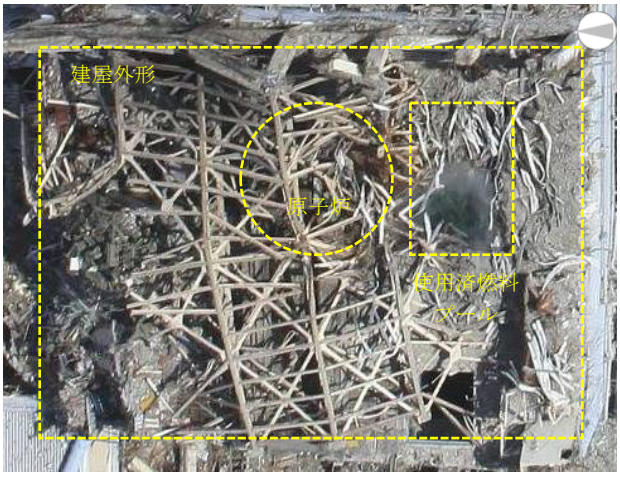



図 2 オペフロ上部状況（事故当時）

水素爆発で大きく損傷した 3 号機の建屋は、図 1,2 に示す通り、オペフロから上部の躯体はオペフロ上に落下し、東側の柱・梁だけが立ち並ぶ上にメイントラスが引っかかるという不安定な状態で残っていた。この時点で、オペフロ上に落下した 200t 超の天井クレーン、使用済燃料プールに水没している燃料交換機はその姿の一部を確認するのが精一杯という状態にあった。

状況調査は、クレーンで吊るしたカメラで崩落状況・各部位の接合状況を確認する事から始めた。撮影画像を 3D 点群データに変換し、設計図と照合しながら部材データに置き換え 3D モデルを作成し、更にはボルトの一本一本まで確認・評価して挙動解析用構造データを作成した。

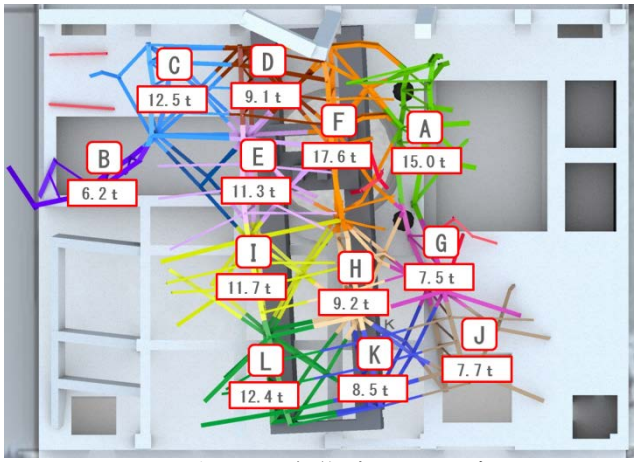



図 3　屋根トラス解体ブロックモデル

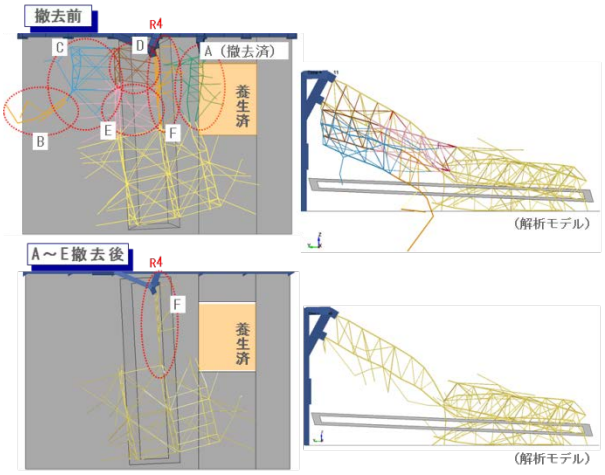



図 4　屋根トラス解体シミュレーション

作成した 3D モデルを使用してクレーン・アタッチメント性能を条件に、撤去ブロックを設定（図 3）し切断手順を検討した。切断時の挙動は作業毎にシミュレーション（図 4）して、全体影響のもっとも小さいと考えられる手順を選択した。撤去の実施に当たってはシミュレーションとの差異がない事を確認するため、挙動監視ポイントとクライテリアを設定して、常時監視しながら一つ一つ丁寧に切断撤去を行った。また大型のトラス解体の前に、鋼製のプール養生を設置して万一の落下に備えた。

**2-2. 遠隔撤去ツール**

解体作業は建屋の西・南に 600t クローラークレーンを配置し、図 5 に示す解体・撤去ツールを使用して実施した。東側の残存柱は、周囲に架設した構台に解体重機を載せて解体した。全ての重機は遠隔化仕様に改造を施し、作業は免震重要棟のリモート室から行った。




図 5　遠隔撤去ツール




図 6　トラス把持切断状況（リモート室画像）




図 7　トラス撤去完了状況

### 2-3. 燃料交換機の撤去

燃料交換機は使用済燃料プール内に落下していることが上空から確認されたが、その変形状態および損傷状態、プール設備との干渉状態は不明であった。このため、建屋部材が複雑に絡み合って堆積しているプール内にカメラを挿入し、燃料交換機部材の変形・接続状態および部品位置を確認した。その後、確認した映像を基に、トラスと同様に設計図と照合して 3D モデルを作成した。

燃料交換機の撤去方針として、一度で全てを撤去する、あるいは数分割して撤去する、細断して撤去するといった方針が考えられた。そこで、落下時の燃料への影響や燃料交換機の変形・落下といった観点からリスク評価を行った。さらに、細断する場合の切断位置や遠隔撤去ツールのアクセス、吊上げ時の燃料交換機とプール設備の干渉等のシミュレーションを行い、リスクと実現性の観点から燃料交換機を数分割して撤去する方針とした。

しかし、燃料交換機部材の損傷状態が把握できなかったため、燃料交換機の梁モデルを作成し、実際の状態に合わせて梁モデルを変形させ、強度解析を行い、損傷状態を把握した。さらに、強度解析結果を基に、吊上げ位置を決定し、燃料交換機撤去手順を作成した。

また、燃料交換機は、変形かつ不安定な状態で落下していたため、2-2. 項に示す遠隔撤去ツールで確実に把持することが困難であった。そこで、燃料交換機専用の取扱ツールを製作した。（図 8）

この様な綿密な事前準備の結果、2015 年 8 月に燃料交換機の撤去を完了した。（図 9,10）

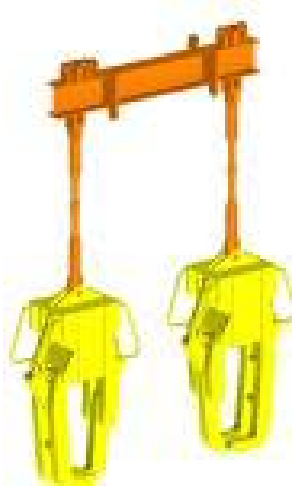


図 8 燃料交換機撤去ツール

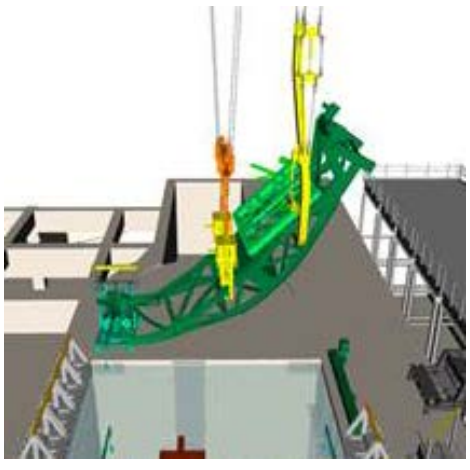


図 9 燃料交換機吊上げシミュレーション



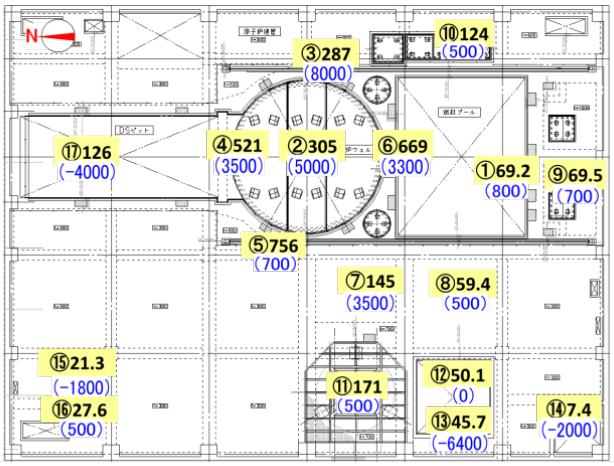
図 10 燃料交換機吊上げ写真

## 3. 線量低減

### 3-1. 線量低減検討

クローラークレーンによる線量測定の結果、オペフロの空間線量は原子炉ウェル直上(756mSv/h)を中心に極めて高い値を示した（図 11)。将来の使用済燃料取出し・及び燃料取出し用架構の構築を考慮すると、近傍での有人作業が不可避であることから、除染・遮蔽の組合せによる線量低減策を講じる必要があった。

工程の制約上、オペフロ線量低減計画は瓦礫撤去の計画と並行して検討する必要があった。そのため、十分に映像確認ができない範囲については 4 号機での損傷状況等を元にスラブ厚さ 300mm 超は躯体として健全、300mm 以下は損傷していると推定して計画を進めた。




（括弧内の数値はオペフロからの測定高さ。瓦礫が残存していた為、部位毎に高さは異なる。）

図 11　オペフロ線量率(単位：mSv/h、2012 年 5 月 15 日測定)

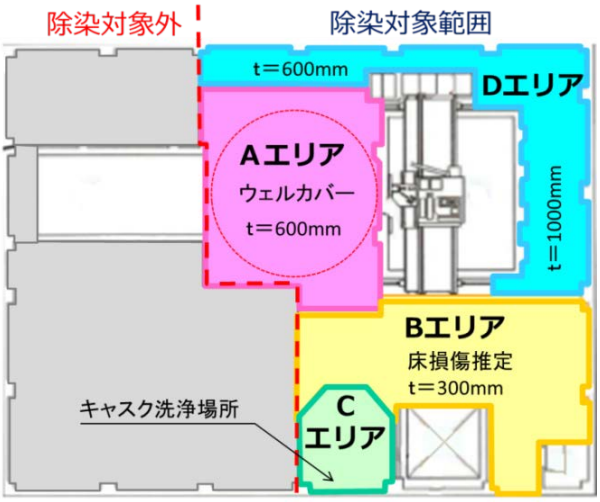



図 12　除染対象エリアとエリア区分

### 3-2. 除染計画

除染は、大きくオペフロが損傷した北西部分と D/S ピットを除く範囲を対象とし、床損傷状況と表層の材質を条件として検討した（図 12)。600mm 以上のスラブ厚さがあり躯体が健全であると推定されるウェルカバー上部（A エリア)、及びプール東と南の範囲（D エリア）はスキャブラー、ステンレス仕上げのキャスク洗浄場所（C エリア）には化学（泡）除染、床損傷が推定される範囲（B エリア）にはウォータージェットを採用する方針とした。いずれの機器も解体ツール同様遠隔化施工前提で開発、作業を実施した。

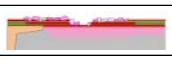
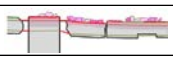
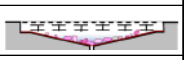
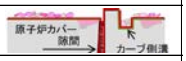
| | | | | |
|---|---|---|---|---|
| 想定状況 |  |  |  |  |
| 汚染形態 | 浸透<br>（エポキシは損傷と想定） | 浸透 | 表層 | 表層 |
| 材質 | RC+エポキシ | RC+エポキシ | ステンレス | 狭隘部・凹凸部 |
| 面積 | 440㎡ | 260㎡ | 70㎡ | 72㎡ |
| 除染方式 | スキャブラー | ウォータージェット | 化学（泡）除染 | ウォータージェット<br>+専用パーツ |
| 選定理由 | ・はつり能力が最も大きい<br>・処理速度が最も早い | ・床面にひび割れや多少の凹凸があってもはつる事が可能 | ・構内の実廃棄物試験にて、金属材料に対して特に有効性が確認されたため | ・狭隘部及び溝部の構造に応じた専用パーツを準備する事が望ましい |
| 期待効果 | ・文献より表面から5mmで放射能は1/100程度となる | ・文献より表面から5mmで放射能は1/101程度となる（亀裂部については不明） | ・上記除染試験では 1 回の除染で 1/10 以下に低減 | ・適切なツールを用意すれば、狭隘部や溝部の瓦礫払出しが可能な見通し |
| 装置イメージ図 |  |  |  |  |
| 適応エリア | A･Dエリア | Bエリア | Cエリア | ウェルカバー隙間<br>レール･溝部 |

図 13　エリア別除染機器





図 14　スキャブラ除染状況

### 3-3. 遮蔽計画

遮蔽計画は、有人作業が可能となる線量率まで下げる事を目的として、オペフロ除染後の線量状況と躯体の許容耐力を勘案して検討した。原子炉・プール周辺の壁・スラブ厚の厚い範囲（A,D,E 工区）は十分に遮蔽体荷重に耐えられるため、要求遮蔽性能を満たすよう鋼製 150mm～250mm、躯体許容荷重に制限のある範囲（B,C 工区）では鋼製 65mm の遮蔽体を使用した（図 15）。ベースの映像は 2016 年 7 月 19 日時点で全 82 体の遮蔽体の内、51 体の設置が完了している。

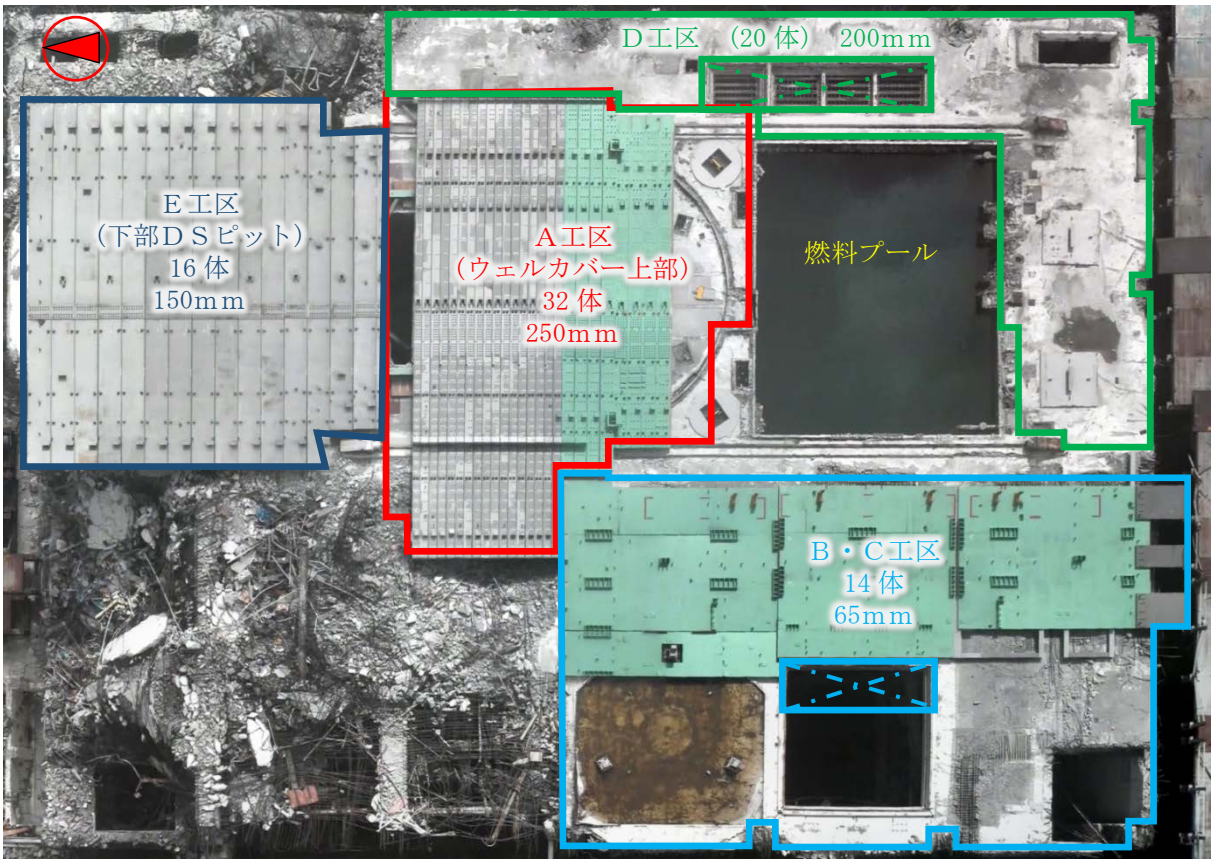



図 15 遮蔽体配置・設置状況

遮蔽体は全て遠隔化施工での設置が必要なため、遮蔽体の設置に先立って、設置位置に呼び込むガイドフレームを計画した。ガイドフレームは既存躯体の外壁、開口や突出部をガイドに設置した。なお、遮蔽体設置後には地震時の脱落防止のためのカバープレートで固定する事となる。また、その後の線量調査や線量シミュレーションの結果、当初計画に加え、崩落部、構台間隙間をカバーする遮蔽体も計画している。

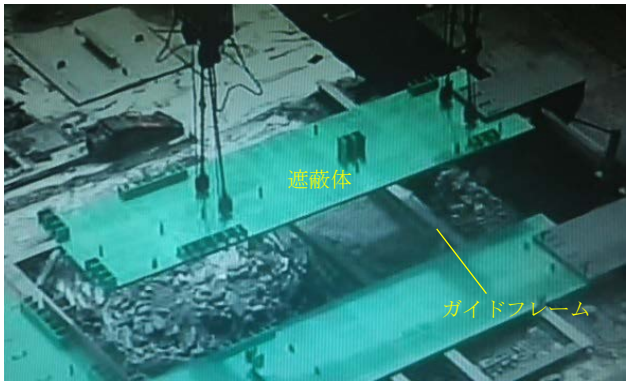



図 16 遮蔽体設置状況(B 工区)




図 17 追加遮蔽計画

Shinya Okada[1], *Takashi Inoue[1], Hirotada Hayashi[2], Nobuhiro Nishioka[2], Ippei Matsuoka[3]

[1] Kajima Corp, [2]Toshiba, [3]TEPCO

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

# （3）3 号機　有人作業エリアの線量率評価

(3) Dose evaluation of working area on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*白井　啓介[1]，松下　郁[1]，黒澤　正彦[1]，向田　直樹[2]

[1]東芝，[2]東京電力ホールディングス株式会社

## 1. 概要

福島第一原子力発電所 3 号機の使用済燃料プールからの使用済燃料の取出しに向けて、原子炉建屋オペレーティングフロア（以下、オペフロ）上において有人作業が計画されている。そこで、オペフロ上へ遮蔽体を設置した後の主要な作業エリアである FHM ガーダ上における線量率の評価方法を紹介する。

## 2. 線量測定と放射能濃度設定

遮蔽後の線量率の評価フローを図-1 に示す。図-1 に示すとおり、線量評価を行うためにオペフロ上の汚染状況を把握する必要がある。そこで、オペフロ上の線量測定を行い、測定された線量率から放射能濃度を設定した。

### 2-1. 線量測定

図-2 に示すコリメータをクローラクレーンにより遠隔操作し測定を行うため、測定位置の再現性及び作業時間を考慮して、オペフロを約 4m×4m 幅で 130 分割し、それぞれのターゲットエリア中心でオペフロから高さ 50cm を測定点と設定した。コリメータの中心に GM 管式線量計がセットされており、ターゲットエリアからの線量を効率良く測定するため、側面の遮蔽体によりターゲットエリア外からの寄与を削減するように設計した。

### 2-2. 放射能濃度設定

放射能濃度はオペフロ上に平面状に仮定した。線量測定値から放射能濃度を評価するために、線量測定値と線源距離との関係を“MCNP5”コードで事前に評価し、ターゲットエリア内からの寄与とターゲットエリア外からの寄与を予めデータベース化することで、測定値に対してターゲットエリア外からの寄与を除外し、ターゲットエリアの放射能濃度を設定した。評価対象核種として 2016/3 時点での減衰を考慮して Cs-137（Ba-137m）と Cs-134 の比率が 1 : 0.21 となるように設定した。図-3 に設定した Cs-137 の放射能濃度を示す。

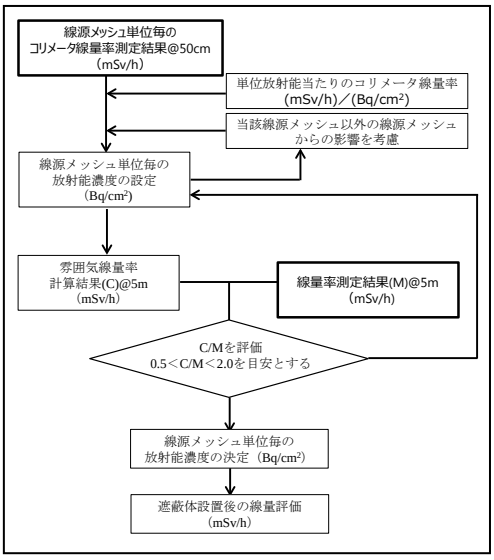



図-1 線量評価フロー

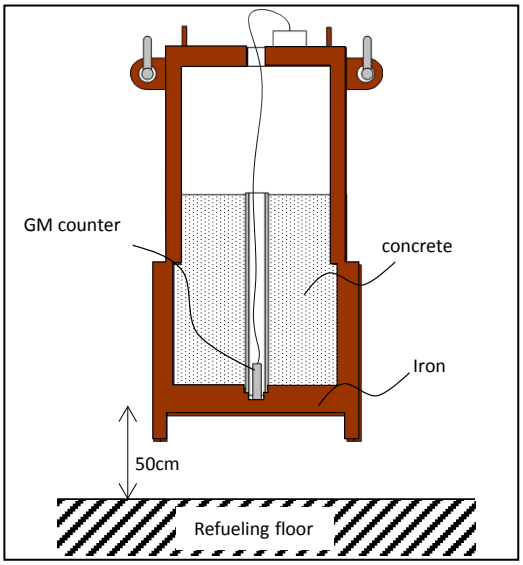



図-2 線量測定に用いたコリメータ

## 3. 線量評価

### 3-1. 評価モデル

有人作業エリアの線量率は“QAD”コードを使用して評価した。遮蔽体としては、オペフロ上に設置される大型遮蔽体に加え、オペフロー構台間遮蔽体、FHM ガーダストッパ及びガーダ床チェッカープレート等の FHM ガーダを構成する構造材を詳細にモデル化した。評価点はオペフロから約 6m 高さに FHM ガーダ床が設置されることから、オペフロから高さ 7m とし、FHM ガーダ上で有人作業の想定される代表箇所を選定した。

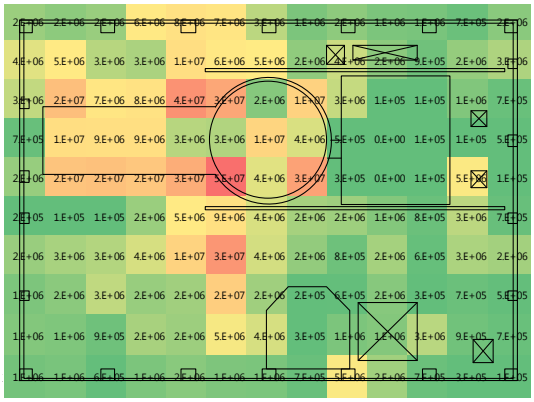


図-3 設定した Cs-137 の放射能濃度(Bq/cm²)

### 3-2. 線量評価結果

有人作業エリアの目標線量率である 1.0mSv/h を超える評価点に対して、寄与の大きい線源範囲からの影響を低減するために補完遮蔽体を追加した。結果として、FHM ガーダ上の代表作業箇所における線量率は、すべての評価点において有人作業エリアの目標線量である 1.0mSv/h を下回った。

## 4. 終わりに

使用済燃料プールからの燃料取り出し作業における代表作業箇所においては本評価結果から現在の計画通り遮蔽体を設置することで作業可能となる見込みがたった。遮蔽体または FHM ガーダ設置段階で本評価より高い線量の箇所も確認しており、作業内容ごとに仮設の遮蔽体による一時的な雰囲気線量の低減または一人あたりの作業時間を制限することで被ばく線量の低減を図っていく必要がある。

※本論文に掲載の商品・役務等の名称は、それぞれ各社・各機関が商標として使用している場合があります。

*Keisuke Shirai[1], Kaoru Matsushita[1], Masahiko Kurosawa[1] and Naoki Mukaida[2]

[1]Toshiba, [2]TEPCO

総合講演・報告１

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

# （4）３号機　オペフロにおけるγ線スペクトル評価及び線量測定結果

(4) Gamma-ray Spectra and Dose Measurement Results on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*向田 直樹[1]，林 宏二[1]，岡田 貫児[1]，金濱 秀昭[1]，鈴木 敏和[2]

[1]東京電力ホールディングス株式会社，[2]株式会社千代田テクノル

## 1. 目的

福島第一原子力発電所３号機の使用済燃料プールからの燃料取り出し作業の実施に向けて、原子炉建屋オペレーティングフロア（以下「オペフロ」という）は、100mSv/h 以上の高線量の放射線環境であるため、被ばく低減対策が不可欠である。オペフロにおける作業環境線量の低減は、除染や遮へいが考えられるが、有効な線量低減対策を講じるためには、方向性線量とγ線エネルギー分布に基づいた測定により現状把握することが重要である。

（１）γ線スペクトル測定

線源の種類や位置を把握した上で有効な線量低減対策を検討するために、以下の事項についてγ線スペクトル測定で検証する。

①核種の定性

オペフロの主要核種は、Cs-134，Cs-137 と想定しているが、Co-60 等の他核種からの線量寄与を明らかにして、遮へい時の線量評価条件の妥当性を確認。

②線源位置の推定

線量寄与の主成分がオペフロ表面か建屋内部であるかを、γ線スペクトル形状で推定し、更なるオペフロ表面除染の必要性を検証。

③遮へい効果の確認

オペフロに設置した遮へい体の有無によるγ線スペクトル形状の違いから、遮へい効果を確認。

（２）６方位線量測定

オペフロ上の線量率を６方位同時に測定し、上下方向、水平方向からの線量寄与を把握することにより、有人作業エリアの仮設遮へい体（衝立遮へい等）の必要性を確認するとともに、オペフロ上の有人作業の線量評価（Hp10）データを取得する。

（３）地上における線量率の変化

オペフロ上の線量が地上における線量にどの程度影響を与えているか確認するため、オペフロ上の遮へい設置前後の線量変化を地上に設置している線量率モニタで確認する。

## 2. 方法

（１）γ線スペクトル測定

γ線スペクトル測定として、冷却不要で小型の CdZnTe 半導体検出器を用いた。校正場の Cs-137 線源照射で 300mSv/h までγ線スペクトルが崩れず、かつ感度が確保できる寸法の鉛コリメータを用意し、その中に CdZnTe 半導体検出器、バッテリー、スティック PC を収納した。この鉛遮へい体を架台に固定し、クローラークレーンで吊り上げてオペフロから約 50cm 高さで、合計 24 箇所のγスペクトル測定

を実施した。

（２） ６方位線量測定

オペフロ上の方向性線量を把握するために、立方体のアクリル製容器の６面に個人線量計を固定し、上下方向、水平方向の線量を同時に測定し、最大値を示す方向をベクトルマップに示した。また、オペフロ上で有人作業を行う際の被ばく線量を確認できるように、遮へい体上から約120cm高さ（遮へい体設置前はオペフロ床面から約150cm高さとし、遮へい設置前後の高さを概ね合わせた）で、オペフロ上138箇所の６方位線量を測定した。

（３）地上における線量率の変化

構内に設置した線量率モニタのうち３号機周辺にある５箇所の線量率モニタにより、オペフロ上の遮へい設置前後のトレンドを確認した。

## 3. 結果及び考察

（１）γ線スペクトル測定

①核種の定性

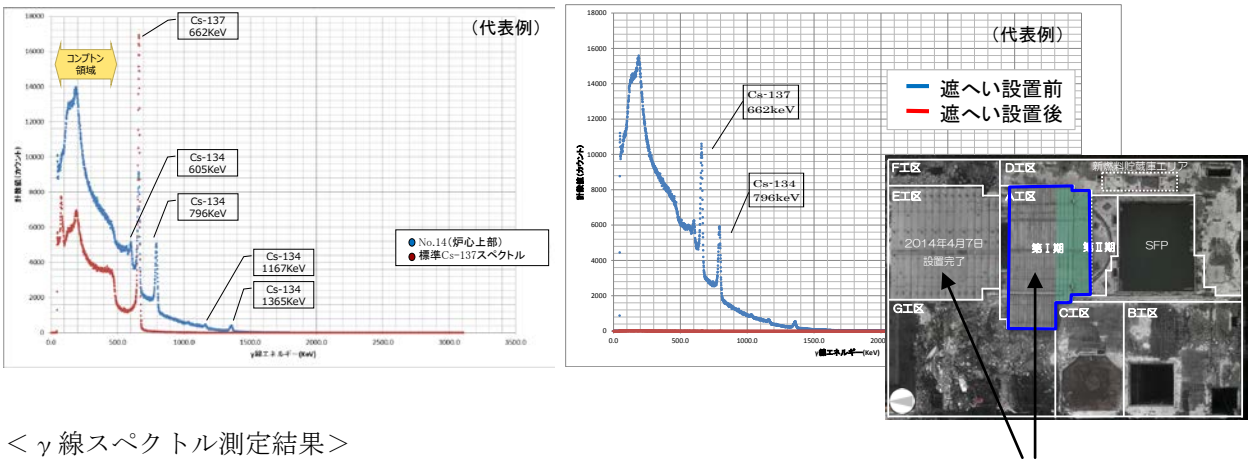
オペフロ上のいずれの測定箇所においても、Cs-134とCs-137以外の光電ピークは確認されなかった。したがって、遮へい設計において、Co-60等の寄与を考慮する必要はないことを確認した。

②線源位置の推定

オペフロ上の遮へい体を設置していない測定箇所で、いずれもCs-137のピーク高さはコンプトン領域より低く、散乱線成分が多いことが分かった。校正場でCs-137線源を照射した場合は、Cs-137のピークの方がコンプトン領域よりも高く、直接線の寄与が大きい結果が得られたが、オペフロ上のスペクトルは、これとは異なっていた。この結果から、オペフロ表面に線源が残っているというよりも、散乱線の大きくなるような領域（表面ではない場所）に線源があると推定し、今後は除染よりも遮へいに移行する段階にあることを確認した。

③遮へい効果の確認

遮へい体設置により、寄与割合の大きい散乱線が大幅に低減しているため、散乱線を遮へいするのに十分な遮へい効果があることを確認した。




＜γ線スペクトル測定結果＞

左図：γ線スペクトル測定結果（標準 Cs-137 スペクトルとの比較）　　遮へい体設置箇所

右図：遮へい設置前後のγ線スペクトル測定結果　　（左が E 工区、右が A 工区）

（２） ６方位線量測定

①測定結果（下方向からの線量寄与）

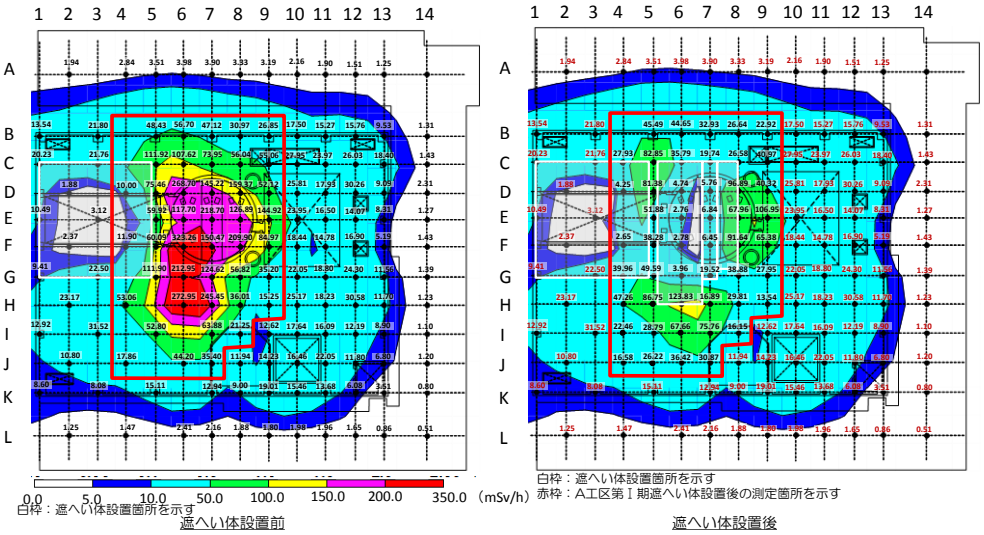
A 工区（右上図参照）に遮へい体を設置した箇所の測定点は 3～20mSv/ｈに低減し、遮へい前の線量率最大値の箇所は、遮へい後 323→3mSv/h に低減した。遮へい体を設置していない周囲の線量も概ね 100mSv/h 以下に低減した。

②測定結果（水平方向からの線量寄与）

A 工区に遮へい体を設置した箇所の測定点は 5～19mSv/ｈに低減し、遮へい前の線量率最大値の箇所は、遮へい後 222→5mSv/h に低減した。遮へい体を設置していない周囲の線量も概ね 100mSv/h 以下に低減した。

③測定結果（線量寄与が最も大きい方向）

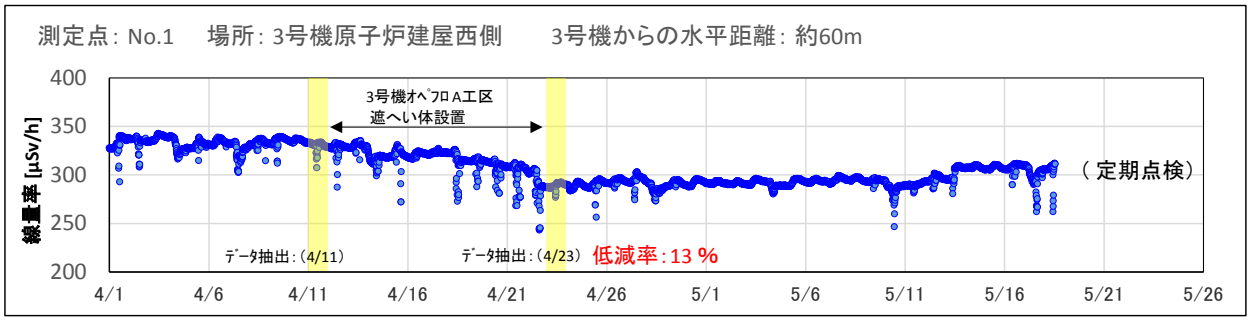
水平方向からの寄与は、主要線源である原子炉ウェルを中心とした向きになっていた。使用済燃料プール、構台等を除き、全体的に下方向の線量寄与が大きいが、遮へい後は下方向からの線量が低減したため、遮へい体上の測定点では、水平方向（周囲）の寄与が大きくなった。




＜遮へい前後の下方向からの線量分布＞

（３）地上における線量率の変化

３号機周辺の地上面に設置した線量率モニタの値は、A 工区に遮へい体を設置した前後で 10%程度低減した。遮へい設置により散乱線の寄与（スカイシャイン）が低減したことによるものと考えられる。




＜線量率モニタの遮へい前後の推移＞

*Naoki. Mukaida[1], Koji. Hayashi[1], Kanji. Okada[1], Toshikazu. Suzuki[2]

[1]TEPCO, [2]Chiyoda Technol Corporation

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

# （5） ３号機 カバーの設計および施工計画

(5) Design and Construction Plan of Spent Fuel Removal Structure for Unit 3

*松尾 一平[1]，小川 喜平[1]，岡田 伸哉[1]，加藤 和弘[1]，松岡 一平[2]

[1]鹿島建設株式会社，[2]東京電力ホールディングス株式会社

## 1. 概要

使用済燃料プールから燃料を安全に取り出すために、損傷した建屋上部に燃料取り出し用施設(カバー)を構築する。カバーは、燃料取扱設備の走行性、耐震耐風安全性を確保すると共に作業時の汚染ダスト飛散抑制に配慮した設計がなされている。また、除染遮へい後も少なからず高線量下での構築作業となるため、作業員の被ばく低減に向けた様々な工夫を組み込んでいる。これらの技術的概要について紹介する。

## 2. カバーの設計

### 2-1. カバー設置の目的

使用済燃料プールからの燃料取り出しは，燃料取り出し用カバーの設置による作業環境の整備、燃料等を取り扱う燃料取扱設備の設置を行い、燃料を使用済燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックから取り出し、キャスクに詰めて原子炉建屋から搬出することを目的としている。

使用済燃料プールからの燃料取り出し設備は、燃料取扱設備、門型クレーン、構内用輸送容器，燃料取り出し用カバーで構成される。図１に燃料取り出し用カバーの外観イメージを示す。燃料取扱設備と門型クレーンは，燃料取り出し用カバーにより支持されている。

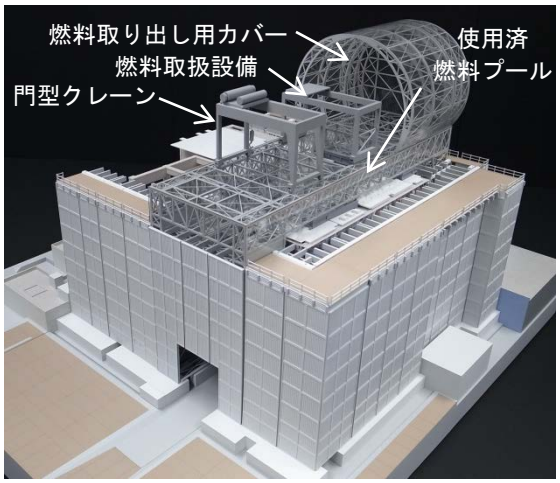



図１ ３号機燃料取り出し用カバー外観イメージ

### 2-2. 要求される機能と設計方針

燃料取り出し用カバーは，燃料取扱設備の支持，作業環境の整備及び放射性物質の飛散・拡散防止ができる機能が要求される。具体的な設計方針は以下のとおりである。

a. 燃料取り出し作業環境の整備

燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう，風雨を遮る設計とする。

b. 放射性物質の飛散・拡散防止

隙間を低減するとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することにより，カバー内の放射性物質の大気への放出を抑制できる設計とする。

c. 燃料取扱設備・門型クレーンの支持

燃料取出し用カバーは、使用済燃料プールを覆う構造とし、運転走行する燃料取扱設備および門型クレーンを支持できる設計とする。

d. 耐震性・耐風性

カバー架構の構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し、耐震性は基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し、架構の損傷が原子炉建屋、使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで、波及的影響の確認は、架構が崩壊機構に至らないことを基準地震動 Ss により確認する。また、建築基準法施行令第 87 条に基づく基準風速 30m/s に相当する強風にも耐える設計とする。

### 2-3. 燃料取り出し用カバーの構造概要

燃料取り出し用カバーは燃料取扱設備を支持する架構で、南北方向に 18.50m、東西方向に 56.925m、地盤面からの高さが 53.50m のドーム状屋根を設けた門型の架構である。構造形式はトラス構造で、構造種別は鉄骨造である。

燃料取り出し用カバーは、原子炉建屋の 1 階、3 階及び 5 階に支持される構造である。なお、5 階の原子炉建屋躯体支持点においては、水平振れ止め装置（ストッパ）及び鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）を用いている。

【構造の特徴】
- 損傷している原子炉建屋に長期荷重をかけない大スパン門型架構
- 地震時の水平力は伝達キー（ストッパ）を介し建屋健全部で一部支持
- 大スパン架構の鉛直変形を制震装置（オイルダンパ）で抑制

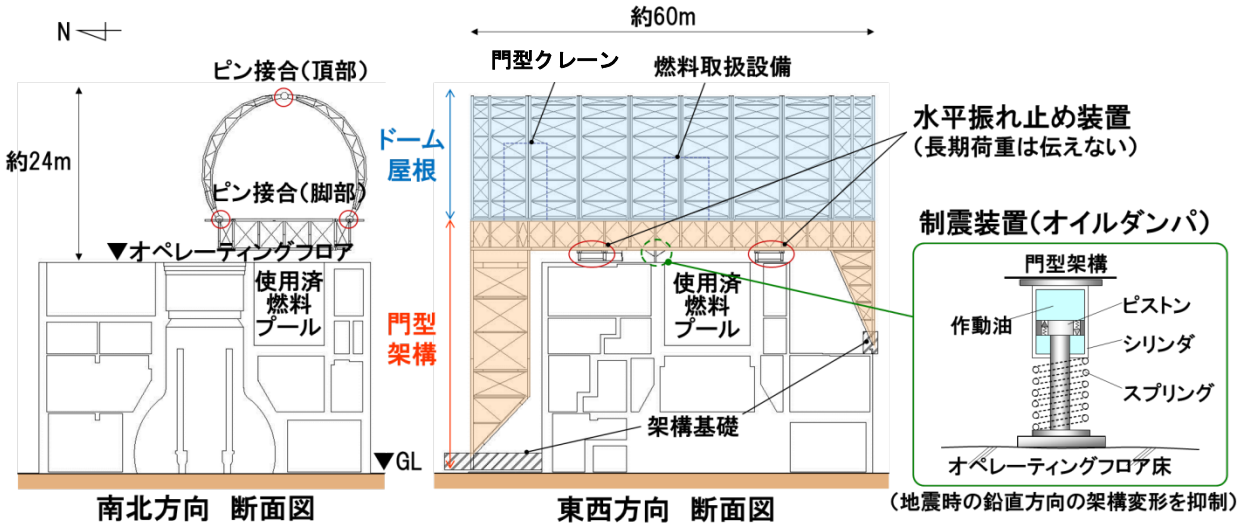



図 2 燃料取り出し用カバーの構造概要（単位：mm）

## 3. 施工計画

### 3-1. 計画概要

高線量である現地における作業員の被ばく低減を最優先とした施工計画を立案した。

工場製作した鉄骨パーツをサイト外で可能な限り数十トンの大型ユニットに組み立てる。大型ユニットを現地へ海上輸送し、遠隔操作が可能な 600ton 級の大型クレーン 2 機により最終組み立てする計画としている。以下に各部の組立計画を示す。

a. 門型架構脚部の鉄骨組立て

先ず解体用の構台を兼用した門型架構の東・西脚部大型ユニットを組み建てる。遠隔操作の大型クレーンで組み立て易いよう自立可能な立方体ユニット形状で計画している。また、柱脚基礎は作業員の被ばく低減を考慮しコンクリート製カウンターウェイト方式となっている。

b. 水平揺れ止装置の組立て

図 3 に示すように既設オペレーティングフロアの床躯体開口に差し込む形で、鋼製の水平揺れ止装置 2 台を設置する。床躯体との隙間には無収縮のモルタルグラウト材を充填し既設床と一体化させる。

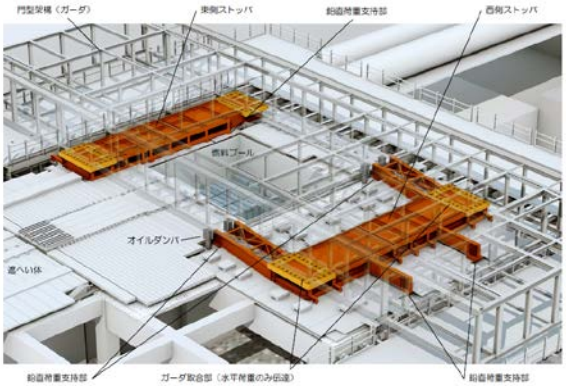



図 3　水平揺れ止装置

c. 門型架構のガーダ鉄骨組立て

東西方向に配されたガーダは全長 57m、幅 19mのあたかも大型の橋梁であり、両サイドに高さ 4.4m×幅 2.0mの橋桁（メイントラス）を配し、その間をサブトラスが繋ぐ構造となっている。総重量は約 680t である。ガーダ鉄骨は 600ton 級の大型クレーンの能力範囲内で大きく分割し（最大 75t）、2 列のメイントラスを 5 ユニット、サブトラスを 5 ユニットに分けて組み立てる。（図 4 参照）

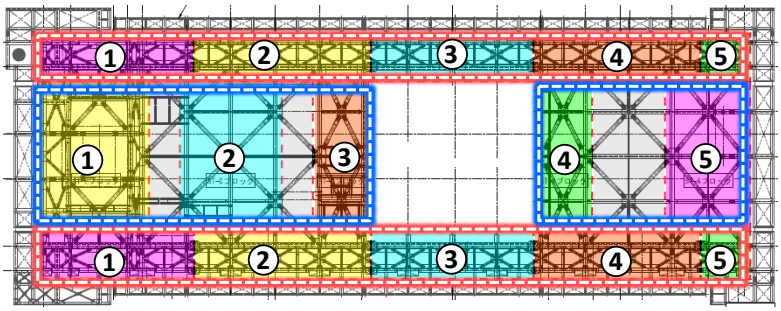



図 4　門型架構ガーダ鉄骨のユニット分割

燃料取扱設備・門型クレーンが走行するため、組み立て精度が要求される部位である。予め組み立て時のたわみ変形量を解析により求め、所定の水平レベル精度が確保されるようキャンバーを付けた製作を行う。大型ユニット相互の接合は現地作業となるが、作業員の被ばく低減を考慮し超高強度ボルトを採用することでボルト本数を極力低減した計画としている。

d. ドーム屋根鉄骨組立てと燃料取扱設備・門型クレーンの設置

燃料取出し時の風雨を遮り放射性物質の飛散を抑制するため、軽量化をはかったドーム屋根を設置する。総重量は約 490t である。図 5 に示すように長手方向に 8 分割し、更に中央で半割した三日月ユニット（約 30～50t）を組み立て、ドーム屋根を形成する。先ず大型クレーンが届き易い門型架構の西側で三日月ユニットをドーム状に組み立て、次に門型架構に敷設されたレール上を東方向に自走させるスライド工法を採用する予定である。途中で燃料取扱設備・門型クレーンを設置した後、ドーム屋根を組み上げる。

三日月ユニットの頂部接合および脚部の門型架構との接合は、誤差吸収性に優れたピン差し込み接合としている。また、作業員の被ばく低減を考慮し、8 分割したユニット相互はボルト接合せず、予め三日月ユニットに取り付けたゴム製カバーで隙間を塞ぐ。




図 5　ドーム屋根鉄骨の組み立て概要

### 3-2. 施工性確認試験

現地施工に先立ち、各種施工性確認試験を実施した。図 6 に組み立てが完了した各種大型ユニット鉄骨のサイト外仮置き状況を示す。また、図 7 と図 8 に門型架構の組立試験、図 9～図 11 にドーム屋根の組立試験、図 12 にスライド試験の状況を示す。これらの試験を通じ、作業員の習熟化をはかると共に、高線量下における現地作業の円滑化と被ばく低減に向けた一層の改善を行っている。



図 6　各種大型ユニット鉄骨のサイト外仮置き状況



図 7　門型架構脚部組立試験





図 8　門型架構ガーダ―鉄骨組立試験



図 7　門型架構脚部組立試験

図 9　三日月ユニット組立試験



図 10　ドーム屋根合吊り試験



図 11　ドーム屋根側面組立試験



図 12　ドーム屋根スライド試験

*Ippei Matsuo[1], Kihei Ogawa[1], Shinya Okada[1], Kazuhiro Kato[1], Ippei Matsuoka[2]

[1] Kajima Corp, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, lnc

総合講演・報告１

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

# （6）３号機　燃料取扱設備等の設計および施工計画

(6) Design and Construction plan of Spent Fuel Removal System for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

諏訪薗 司[1]，東倉 一郎[1]，伊藤 悠貴[1]，*篠﨑 史人[1]，山口 貫太[2]

[1]株式会社 東芝，[2]東京電力ホールディングス株式会社

## 1. はじめに

福島第一原子力発電所第３号機（以下、３号機）オペレーションフロアは雰囲気線量が高く、被ばく低減の観点から有人作業による使用済燃料プールからの燃料取り出し作業が困難であるため、遠隔操作にて燃料を安全確実に取り出す設備が必要である。また燃料を取り出すためには、使用済燃料プール内の特に燃料上部に堆積した瓦礫（以下、小型瓦礫）の撤去を行うことが必要である。

株式会社東芝は東京電力ホールディングス株式会社と共に、小型瓦礫撤去と燃料取り出し、及び燃料を収納した構内用輸送容器を原子炉建屋地上階に移送するまでの一連の作業を遠隔にて実施可能な燃料取扱設備を開発した。ここでは燃料取扱設備の概要と各機器を用いた施工計画、及び燃料取扱設備の操作訓練実施状況を紹介する。

## 2. 燃料取扱設備の設備概要

燃料取扱設備は、３号機使用済燃料プール上部に懸架されたＦＨＭガーダ上に設置され、さらに全体を燃料取り出し用カバーで覆われる。燃料取扱設備の設置イメージを図１に示す。

燃料取扱設備は、小型瓦礫撤去、燃料取り出し及び構内用輸送容器への収納を行うための燃料取扱機、構内用輸送容器の一次蓋ボルトの締付と、原子炉建屋の地上階まで移送するクレーン、各機器を駆動するための制御盤コンテナ内の制御盤及び水圧ユニット、及び一連の作業を遠隔監視するためのＩＴＶシステム等で構成される。各機器の操作は別建屋内（事務本館）に設置される遠隔操作室から操作する。燃料取扱設備の主構成機器の概要を次項以降に示す。

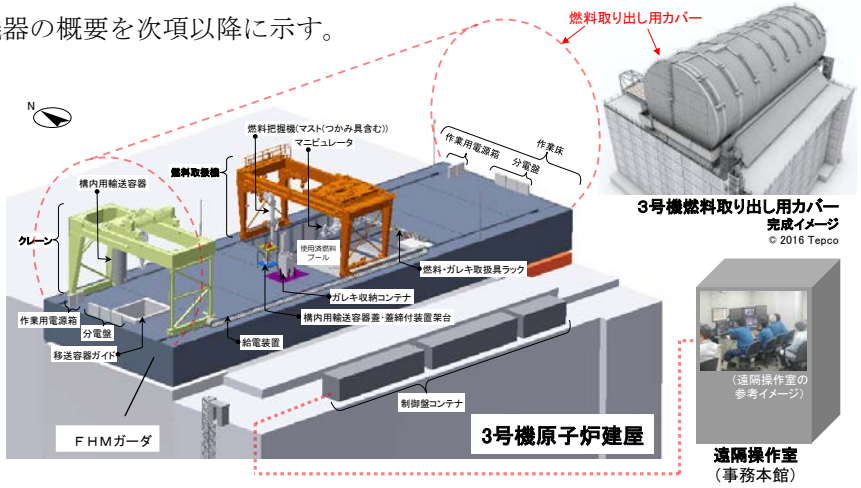



図１　燃料取扱設備の設置イメージ

### 2-1. 燃料取扱機

燃料取扱機は、ブリッジ、燃料把持機、テンシルトラス、マニピュレータ及び補助ホイスト（東西各１基）で主に構成され、ＦＨＭガーダに設けられたレール上に設置し、遠隔操作室内に設置する操作卓にて遠

隔操作する。テンシルトラスは図２に示すように、ブリッジ上のテンシルトラス・トロリに設置され、ブリッジ上を横行し、燃料把持機、補助ホイストはブリッジ側面を横行する。

使用済燃料プール内の燃料は、燃料把持機先端の燃料つかみ具にて取り扱い、また小型瓦礫撤去は主にテンシルトラスに設置されたマニピュレータと吸引装置にて行う。マニピュレータは両腕タイプでテンシルトラスに取り付けられており、小型瓦礫の把持、切断、燃料取り出し時の作業補助等を行う。マニピュレータの左腕先端には標準つかみ具が取り付けられ、右腕先端には瓦礫の切断、把持などの作業に応じた各種の瓦礫取扱具に取替えができる構造となっている。吸引装置は、水中ポンプと吸引した小型瓦礫を集積するフィルタ付きの容器（遠隔操作にて取替可能）からなり、マニピュレータでの取扱いでは時間を要する細かな瓦礫を回収する。

燃料取扱機には、３台の気中用の耐放射線性カメラと水中でも使用可能な７台の耐放射線性カメラが取り付けられている。燃料取扱機の操作は、遠隔操作室に設置される操作卓を用いてカメラ画像等を確認しながら遠隔操作にて行う。ブリッジ、トロリ、燃料把持機、補助ホイスト等にはインターロック機能を設け、燃料の落下防止、クレーンとの衝突防止、使用済燃料プールから燃料が過度に吊り上げられるのを防止する等の安全対策を設けている。

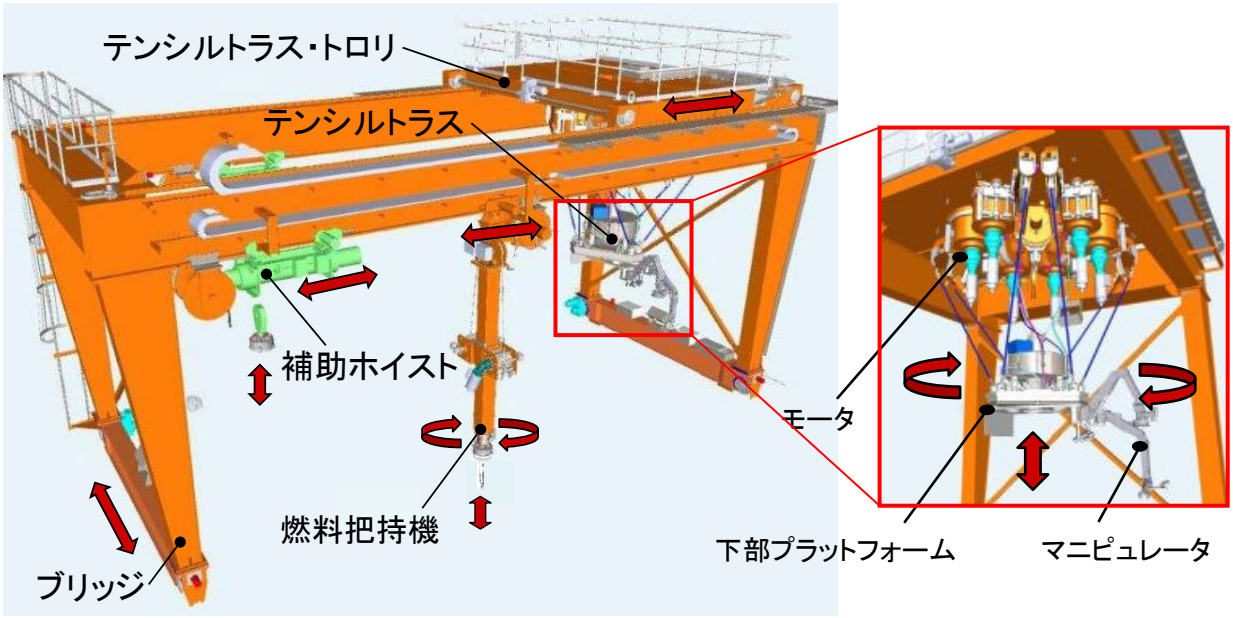



図２　燃料取扱機概略図

### 2-2. クレーン

クレーンは、ブリッジ、トロリ、主巻及び補巻で主に構成され、遠隔操作室内に設置される操作卓にて操作し、ＦＨＭガーダに設けられた走行レール上を走行する。図３に示すように、トロリには主巻と補巻を備え、ブリッジ上のトロリレールを横行する。

構内用輸送容器と瓦礫収納コンテナの地上階までの吊下げ及びＦＨＭガーダ上への吊り上げは、主巻にて行う。補巻の先端は各種ツールが付け替え可能な構造となっており、遠隔操作による構内用輸送容器の一次蓋の取り付け・取り外し等が可能な蓋締付装置等を接続可能である。クレーンには、３台の気中用の耐放射線性カメラと水中でも使用可能な２台の耐放射線性カメラが取り付けられている。

クレーンの操作は、燃料取扱機の操作と同様に遠隔操作室に設置される操作卓を用いてカメラ画像等を確認しながら遠隔操作にて行う。ブリッジ、トロリ等にはインターロック機能を設け、構内用輸送容器の安全輸送経路の設定、クレーンの衝突防止等の安全対策を設けている。

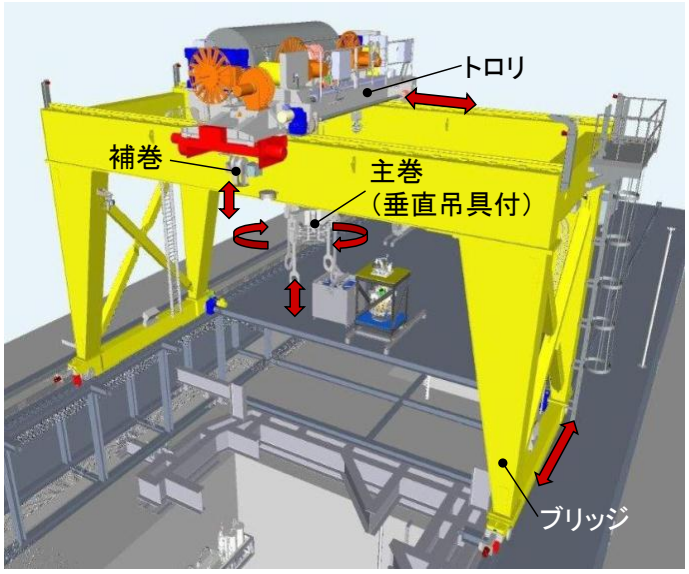



図３　クレーン概略図

### 3. 施工計画

燃料取り出し作業は、①小型瓦礫撤去、②使用済燃料プール内の燃料を構内用輸送容器へ充填、③構内用輸送容器の地上階とＦＨＭガーダ上への搬出入の３つに大きく分類される。作業フローを図４に示す。

小型瓦礫撤去は、主に燃料取扱機のマニピュレータと吸引装置等を用いて実施され、撤去した瓦礫は瓦礫収納バスケット及び瓦礫収納コンテナに集められ、クレーン主巻にて地上階に搬出される。使用済燃料プール内の５６６体の燃料取り出し及び構内用輸送容器への燃料充填は、燃料把持機先端の燃料つかみ具を用いて実施する。構内用輸送容器には７体の燃料を充填でき、構内用輸送容器の搬出入は、クレーン主巻で実施する。また使用済燃料プール内に設置した構内用輸送容器の一次蓋ボルトの緩めと取り外し、及び燃料充填後の一次蓋の取り付けと一次蓋ボルトの締め付けは、クレーン補巻先端に接続した蓋締付装置で実施する。各作業では、機器の細かな位置合わせ等の作業補助のためマニピュレータを使用する。またマニピュレータ、テンシルトラス、補助ホイスト、マスト等に設置されたカメラを用いて各作業時の視野を確保しながら施工する計画となっている。

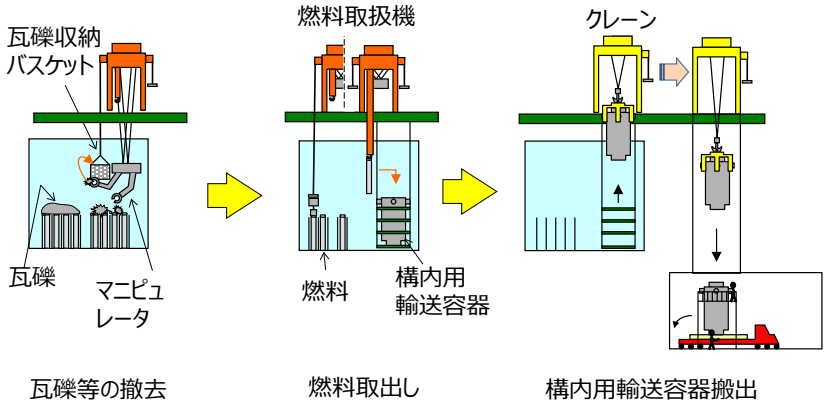



図４　作業フロー

### 4. 操作訓練状況

燃料取り出し作業は、現場に作業員を配置することなく遠隔操作室からカメラ映像を確認しながらの遠隔操作となるため、操作技術の習熟が必要である。このため、実機環境を模擬した訓練設備を準備して燃料取

扱設備を用いた操作訓練を実施した。操作訓練は、①小型瓦礫撤去、②模擬燃料の取り出し及び構内用輸送容器への充填、③模擬構内用輸送容器の取扱い等について実施した。またこの操作訓練によって得られた知見（作業員の改善要望等）に基づき設備の細かな修正を図るだけでなく、実機での作業要領に反映し、現場作業の更なる安全性の向上を図っている。水中での瓦礫把持・切断訓練の状況を図５、図６に示す。

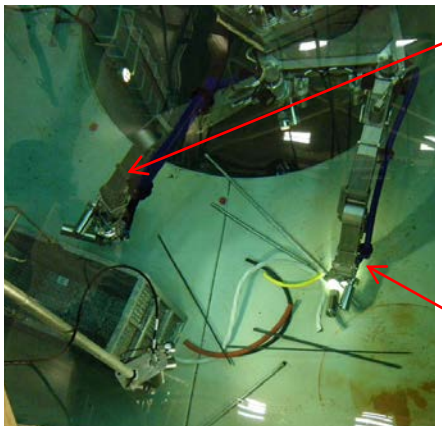


図５　瓦礫を左腕で把持している状態

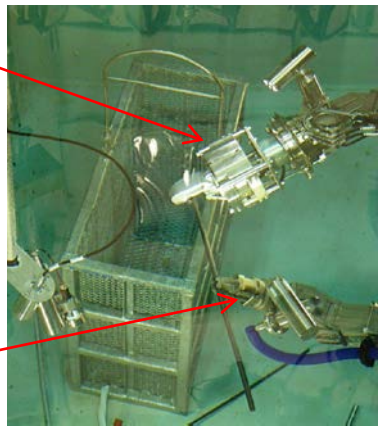



図６　左腕で把持した瓦礫を右腕で切断する状態

## 5. まとめ

３号機は現場の雰囲気線量が高いため、遠隔操作にて小型瓦礫の撤去と燃料取り出しを安全確実に実施できる設備が必要である。そこで、小型瓦礫撤去と燃料の取り出しから構内用輸送容器による燃料の原子炉建屋地上階への搬出までの一連の作業を、遠隔にて実施可能な燃料取扱設備を開発した。また開発した燃料取扱設備の操作技術の習得を目的とした操作訓練を実施することで、設備改善要望等の知見（作業員の改善要望等）を得られた。今後、得られた知見を実機及び各作業要領に反映することで、現場作業における更なる安全性の向上を図り実機に適用する。

Tsukasa Suwazono[1], Ichiro Tohkura[1], Yuki Itoh[1], *Fumihito Shinozaki[1], Kanta Yamaguchi[2]

[1]TOSHIBA CORPORATION, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, lnc

総合講演・報告１

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

# （7）３号機　燃料取り出しに向けた準備状況

(7) Current situation of preparation for fuel removal from the Spent Fuel Pool of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*山口　貫太[1]，工藤　深也[1]，加賀見　雄一[1]，二木　貴敏[1]，徳森　律朗[1]

[1]東京電力ホールディングス株式会社

**概要:** ３号機使用済燃料プール（SFP: Spent Fuel Pool）があるオペレーティングフロアは常時作業を有人で行うには高線量下であり、使用済燃料プール内の燃料ラックにはガレキが堆積している状態である。燃料取扱設備を設置した後、遠隔操作にてガレキ撤去、燃料取り出し、構内用輸送容器への燃料移動の作業を行うことになる。これらは、これまで経験したことのない遠隔操作で実施することから模擬燃料プール、燃料取扱設備を設置し、遠隔操作方法を習得するために訓練を実施した。

**設備概要:** ３号機の燃料取り出し設備は図 1 のようにオペレーティングフロア上に作業床を設置し、その上に燃料取扱機（FHM: Fuel Handling Machine）、クレーンを設置し、遠隔操作室から操作を行う。プール内はガレキが堆積しているため、ガレキの吸引装置、マニピュレータ、マストや補巻のアタッチメントのツールを設置し、あらゆるガレキの撤去、燃料取り出しができる構成としている。構内用輸送容器は原子炉建屋の機器ハッチを通さず、原子炉建屋周囲に建造した構台内から吊り上げ、吊り降ろしを行う。訓練は図 2 のように実際に燃料取り出しに使用する FHM、クレーン、マニピュレータ等を用いて模擬燃料プールを設置して実施した。

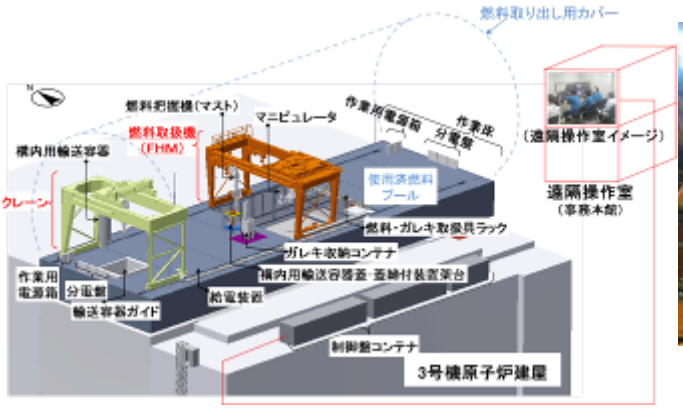



図 1. 3 号機オペフロ設備概要




図 2. 訓練設備概要

**訓練内容:** 訓練はガレキ撤去、燃料取り出し、構内用輸送容器取扱作業について行った。共通項目として座学、遠隔で SFP 内、オペレーティングフロア上を監視するためのカメラ操作訓練、マニピュレータの基本的な操作訓練､設備の駆動源となる水圧ユニット取扱訓練､各操作卓の基本的な操作訓練、マニピュレータ、クレーンマスト、補巻のアタッチメントのツール交換訓練、総合訓練、警報対応訓練、クレーン、FHM 点検訓練を実施した。各作業個別にはガレキ撤去訓練ではガレキの収納容器取扱訓練、ガレキの移動・把持・切断・吸引訓練を実施した。燃料取り出し訓練では燃料取扱訓練、燃料ラックに燃料が引っかかった場合の引っ掛り解除、ラック切断・拡張訓練を実施した。構内用輸送容器取扱訓練では燃料装てん後の容器の密封確認訓練、燃料装てん時に輸送容器蓋のフランジ面に乗ったガレキの吸引訓練、輸送容器の蓋の締付装置が固着した場合の分離訓練を実施した。



図 3. 訓練イメージ（左：燃料取扱訓練、右：ガレキの移動・把持・切断訓練）（提供：（株）東芝）

**抽出された問題点:** 訓練等から明らかとなった問題点を抽出した。問題点としてカメラの映像のみで作業を実施するために、有人作業と比較して、視野が制限されること、燃料を移動させるための構内用輸送容器の蓋閉めが、遠隔操作のために時間を要すること、また、同様に、遠隔操作のため機器の故障時の対応に長期間作業中断となることなどが挙げられた。

**今後の方針:** これら問題点についてリスクアセスメントを実施し、安全性を担保しながら、作業手順、設備等の改善を図る。リスクアセスメントの結果、特に実施を検討している改善事項の一例として監視カメラの増設、カメラの確認作業を効率的に行うためのマーキング、異常時対応の要領書、予備品の準備、及び交換が容易となるような設計変更などがある。また、３号機へ燃料取扱設備設置後に実機における再訓練も予定している。

*Kanta Yamaguchi[1], Shinya Kudo[1], Yuichi Kagami[1], Takayuki Futatsugi[1], Ritsuro Tokumori[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, lnc

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

# (8) 1号機　建屋カバー解体における遠隔誘導システム、ガレキ吸引装置等の開発

(8) Development of Remote Guiding System, Rubble Suction Device, etc. ,
for Dismantling Building Cover of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 1

*黒澤　到[1], 梶波　信一[1], 山﨑　忍[1], 塚原　裕一[1], 廣瀬　豊[1], 木ノ下　英雄[2]
[1]清水建設株式会社, [2]東京電力ホールディングス株式会社

## 1. はじめに

水素爆発により原子炉建屋のオペフロ上部が損傷した福島第一原子力発電所 1 号機からの放射性ダストの飛散を抑制するため、2011 年 10 月に原子炉建屋カバーを設置した。その後、原子炉の安定冷却の継続等によりダスト放出量が大幅に低減したことから、2015 年 4 月より建屋カバーの解体に着手した。建屋カバー解体後は原子炉建屋オペフロのガレキ撤去、燃料取り出し用カバー架構等を設置した後、使用済み燃料プールから燃料を取り出すことを計画している。

ここでは、建屋カバー解体技術である遠隔誘導システムの開発、万一の放射性ダストの飛散に備えた、ミスト散布装置の設置に干渉する小ガレキを吸引する装置の開発、及び、支障鉄骨を撤去する装置の開発について報告する。

## 2. 建屋カバー解体技術遠隔誘導システムの開発

### 2-1. 遠隔誘導システムの開発

原子炉建屋カバーの設置や解体は、作業員が近づけない高線量環境下での作業となるため、遠隔誘導により部材の設置や取外しを行う必要不可欠な技術として、2011 年の着工時（カバー設置時）に開発したものである。図 1 及び写真 1 に、誘導システムの概念及び誘導システムのモニター画面を示す。

原子炉建屋の周囲に配置したレーザー計測器を免震重要棟から遠隔操作し、吊り治具に取り付けたプリズムの位置を正確に把握するシステムを構築した。このシステムを用いることで、カメラワークに頼る施工を計測数値による正確な施工に変えることができ、玉掛け時間が短縮し、解体作業の安全性が飛躍的に高まった。

このシステムは、建屋カバーの設置や解体のみならず、ガレキ状況を把握するための各種調査機械の誘導、飛散防止剤散布装置の誘導等、主な工事の誘導ツールとして幅広く活用している。

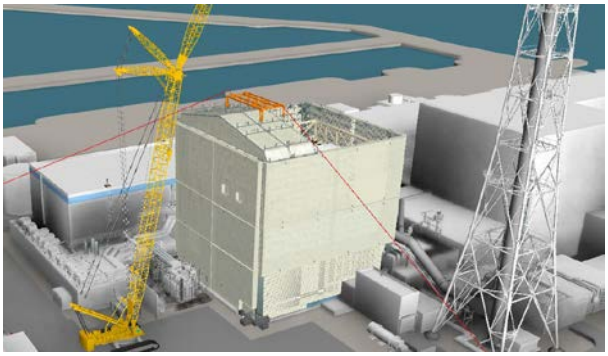


図 1　誘導システム
（レーザー計測器による吊り治具の位置把握）



写真 1　誘導モニター
（複数のカメラ映像、吊り治具の位置を数値で表示）

### 2-2. 自動玉掛装置の開発

自動玉掛装置は、2011 年の着工時（カバー設置時）に開発した技術である。建屋カバーは応急措置として設置した構築物であり、解体することを見据え、あらかじめ自動玉掛装置を開発した。写真 2 に屋根パネルの吊り治具及び自動玉掛装置を示す。遠隔誘導システムを使って吊りピースとクランプの位置を一致させたのち、電動シリンダの遠隔操作によって、吊りピンを吊りピース孔に挿入することで玉掛けが完了する装置である。




写真 2　屋根パネル吊り治具、
自動玉掛装置

### 3. 小ガレキ吸引装置【 Karuwaza-1 】の開発

### 3-1.　背景

1 号機は原子炉建屋オペフロ上部の鉄骨構造のうち、屋根部材の大部分は最上階の上に崩落しているが、壁を構成していた鉄骨部材は外周に残存している。この残存鉄骨を利用し、ガレキ撤去作業時の万一の放射性ダストの飛散に備え、舞い上がった放射性ダストを抑え込むミスト散布装置の設置を計画したが、残存鉄骨上に堆積した小ガレキが計画の障害となっていた。そこで、小ガレキを吸引する装置を開発した。

### 3-2.　開発のポイントと対応

図 2、写真 3 にガレキ吸引装置の概要を、写真 4 に狭隘部での小ガレキの吸引状況を示す。開発のポイントは以下に示す通りである。

①狭隘部の小ガレキを吸引できること

②放射性ダストを排気ガスと一緒に排出しないこと

③吸引した小ガレキを容易に、安全にサイト内の保管箱に移動できること

①については、伸縮式吸引ダクトおよびダクト旋回装置を組み込むことで、ブレース用ガセット付近等の狭隘部にある小ガレキの吸引を可能とした。また、排気ガスノズルに水平旋回装置を組込むことで、吸引装置のより細かい姿勢制御を可能とした。②については、HEPA フィルタを備えたガレキ収納 BOX を内部に持つ構成とした。また、万一のフィルタの損傷に備えて、排気ガス出口にさらに同種のフィルタを組み込むことによって、2 重化した。③については、上記のガレキ収納 BOX をそのまま家庭用掃除機の紙パックの要領で回収ボックス（保管容器）に収納できるサイズとした。

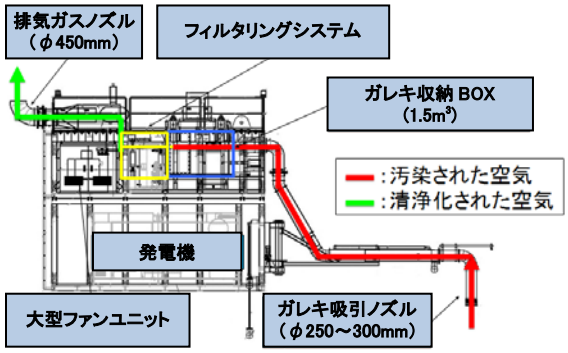



図 2　ガレキ吸引装置

・重　　量：約 22t（ガレキ回収前）
・ガレキ吸引能力（小ガレキ 1 個）
　寸　法：約 250mm
　重　量：約 20kg

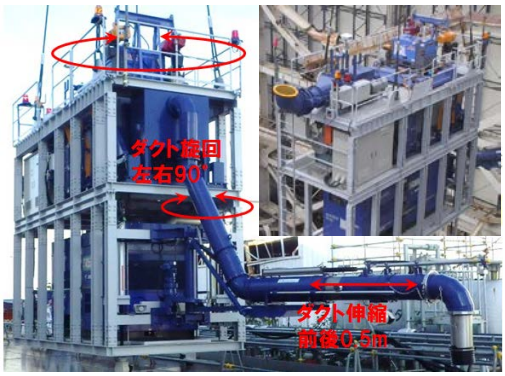



写真 3　ガレキ吸引装置



写真 4　小ガレキの吸引状況

### 4. 支障鉄骨撤去装置【 Hitokuchi 】の開発

#### 4-1 背景

前章で述べた原子炉建屋最上階の外周の残存鉄骨には、小ガレキだけではなく、折れ曲がった鉄骨や配管等が引っかかっており、ミスト散布装置を残存鉄骨に引っ掛ける計画の障害となっていた。このため、これらを撤去する装置を開発した。

#### 4-2 開発のポイントと対応

開発のポイントは以下に示す通りである。

①撤去時・切断時に撤去対象物を落下させないこと

②細かな位置合わせができること

③狭隘部でも安全に作業できること

写真 5～写真 7 に装置全景、切断ツール及び把持ツールの概要を示す。①については、鉄骨の切断ならびに確実な把持力を確保するために油圧駆動方式を採用し、切断ツールにも把持機能を設けた。200kg までのガレキの保持・切断が可能とした。②、③については、装置上部に旋回制御装置を具備することで、クレーンでの大まかな位置決めと方向制御を可能とした。また、装置のアーム部分から先に 5 つの自由度を設けることで、最適な姿勢でのアプローチを可能とした。更に、全体の機器構成を縦型とすることで、残存鉄骨コーナ部等の狭隘部での作業も可能とした。

装置各所にカメラを合わせて 6 台装備しているが、それでもクレーンオペレータが対象物と装置の距離感をつかむことは極めて難しい。今回の作業では、高い安全性と精度が要求されるため、本装置に並行して盛替可能な昇降式俯瞰カメラを合わせて開発した。本カメラは、作業部位の位置に合わせて設置し、対象作業の高さに合わせて高さを変えて俯瞰した画像を取得できるので、対象部位への衝突を回避しつつ、把持、切断作業が効率的に行えた。あわせて、クレーンオペレータの負荷が大きく軽減された。




写真 5 装置全景
（クレーンで吊り下げて使用）
重 量： 約 18t
駆動装置： 油圧




写真 6 切断ツール



写真 7 把持ツール

### 5. おわりに

建屋カバーの屋根パネルを撤去し、更にミストノズルユニットに干渉する小ガレキの吸引、鉄骨や配管等の撤去後、写真 8 に示す通り原子炉建屋オペフロ既存鉄骨にミストノズルユニットを設置した。

今後も作業員の被ばく低減に資する省人化・無人化機器を活用し、廃炉に向け安全・着実に作業を進めていく。



写真 8 ミストノズルユニット設置状況
（東面）（東面 7 箇所、西面 6 箇所）

* Itaru Kurosawa[1], Shinichi Kajinami[1], ShinobuYamazaki[1], Yuichi Tukahara[1] and Yutaka Hirose[1], Hideo Kinoshita[2]
[1] Shimizu Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, lnc

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [1D08-11] Cement solidified waste

Chair: Taiji Chida (Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [1D08] Study on cement solidified waste containing fuel debris

*Toru Shimmura[1], Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1] (1.Institute of Multidisciplinary Research for Advance Materials, Tohoku University)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [1D09] Study on prolonged stability of solidified body of incineration ash by cement
(1)Immersion test

*yoshihisa kaneda[1], Kazuko haga[1], Shoichi Ogawa[1], Mikako Aoyama[1], Haruka Takahashi[1], Kazuo Yamada[2] (1.Taiheiyo Consultant, 2.National Institute for Environmental)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [1D10] Study on prolonged stability of solidified body of incineration ash by cement
(2)Prediction of expansion behavior

*Hideyuki Hokora[1], Yoshifumi Hosokawa[2], Kazuko Haga[1], Shoichi Ogawa[1], Kazuo Yamada[3] (1.Taiheiyo Consultant, 2.Taiheiyo Cement, 3.National Institute for Environmental Studies)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [1D11] Study on sorption of alkali ions into the cementitious material

*Kazuko Haga[1], Syuichi Harasawa[1], Sadayuki Watanabe[2], Kazuo Yamada[3], Yuichiro Kawabata[4] (1.Taiheiyo Consultant Co., Ltd, 2.Tokyo Metroporitan Industrial Technorogy Research Institute, 3.National Institute for Environmental Studies, 4.Port and Airport Research Institute)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# 模擬デブリ含有セメント固化体からのウラン溶出挙動

Study on cement solidified waste containing fuel debris

*新村　徹[1]，秋山　大輔[1]，桐島　陽[1]，佐藤　修彰[1]
[1]東北大学多元物質科学研究所

模擬燃料デブリとして $UO_2$ と $U_3O_8$ が含有したセメント固化体を使用して，ウランおよびセメント成分（Ca, Al, Fe, Mg）の溶出試験を行った。

**キーワード**：燃料デブリ，セメント，固化体，ウラン酸化物

## 1. 緒言

2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災により、福島第一原子力発電所では原子炉の冷却機能が停止した。今回の事故では、崩壊熱により核燃料の温度が上昇したことにより、炉心が制御棒や構造材等と溶融し燃料デブリが生じた。燃料デブリは通常の使用済燃料と異なり、燃料成分中の $UO_2$ と構造材成分との反応による固溶体の生成や、水素爆発による大気との接触により一部の $UO_2$ が酸化した $U_3O_8$ 等の状態に変化した可能性がある。

今後、燃料デブリによって汚染された様々な廃棄物が多量に発生すると予想され、廃棄物の状態によって様々な廃棄体化方法が必要となると見られることから、廃棄物の固化法選択のために基礎データの取得が必要となる。本研究では、低レベル放射性廃棄物等の固化法として確立されているセメント固化法に着目し、セメント固化廃棄体の模擬試料からのウランの溶出挙動について検討した。

## 2. 実験方法

二酸化ウラン($UO_2$)含有模擬セメント試料（セメント/ $UO_2$ 比=1,5,10）と八酸化三ウラン($U_3O_8$)含有模擬セメント試料（セメント/ $U_3O_8$ 比=1,5,10）を次の手順で調製した。所定量のウラン酸化物とセメントが入ったバイアルをミックスローターで回転させ一晩混合した後、水を加え 7 日養生し固化体とした。さらに、固化体を乳鉢で粉砕した粉末を溶出試験のサンプルとした。そのサンプルを大気雰囲気中（約 20℃）で純水に浸漬させ、振とう器を用いて 120rpm で浸漬実験を行った。その際、比較のため $UO_2$ と $U_3O_8$ のみの試料も浸漬させた。サンプル浸漬後、所定時間毎に上澄み液を 0.45 $\mu$ メンブランフィルターでろ過してサンプリングを行った。上澄み液中のウラン濃度とセメント成分濃度については ICP-AES と ICP-MS を用いて測定した。

## 3. 結果・考察

図 1 に時間毎における浸漬液（純水）中のウラン濃度を示した（C＝Cement）。28 日通して、$UO_2$ と $U_3O_8$、セメント/ $U_3O_8$ 比＝1 試料からウラン濃度の増加が確認できた。$U_3O_8$ 浸漬後に純水の pH の低下（6.5→5）が見られたことから、それに伴ってウランの溶出量が増加したと考えられる。セメント/ $UO_2$ 比=1,5,10 試料に関しては検出限界以下、セメント/ $U_3O_8$ 比=1,5,10 試料に関しては $U_3O_8$ と比べて 1 万分の 1 程度のウラン濃度に抑えることができた。セメント/ $U_3O_8$ 比＝10 試料に関しては、検出限界により 28 日を通してウランの溶出が見られず、セメント/ウラン酸化物比で有意なウラン濃度差は見られなかった。

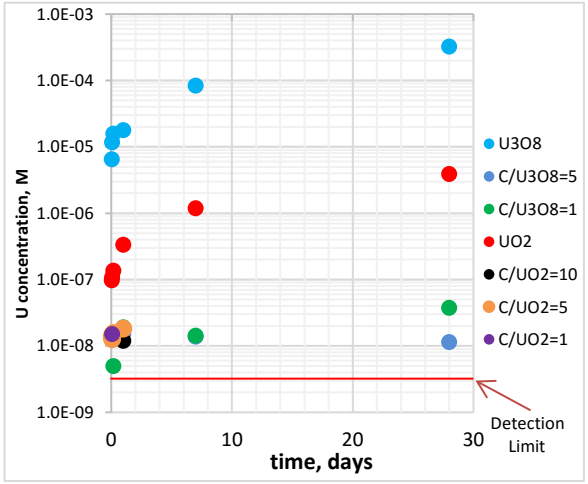



**図 1　ウラン酸化物、ウラン酸化物含有セメントを水に浸漬させた後の水中のウラン濃度**

## 4. 結論

セメントによるウランの溶出抑制は確認できた。しかし、そのメカニズムは溶出試験のみでは不十分である。講演では、溶出試験の他に固相分析からウラン溶出のメカニズムについて考察した結果を発表する。

*Toru Shimmura[1], Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1]
[1]Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku University

# 飛灰セメント固型化体の長期安定性に関する検討
## （1）浸水試験

Study on prolonged stability of solidified body of incineration ash by cement
(1) Immersion test

*金田 由久[1]，芳賀 和子[1]，小川 彰一[1]，青山 弥佳子，高橋 晴香，山田 一夫[2]
[1]太平洋コンサルタント，[2]国環研

飛灰セメント固型化体の浸水による膨張挙動を検討するために、飛灰セメント固型化体を水に浸漬し、主要成分の溶出量と膨張挙動について評価した。浸水試験では、全ての試験体でひび割れが発生し、ひび割れの発生原因は固型化体に膨張性物質のエトリンガイトが生成したためと推察された。

**キーワード：**飛灰，セメント固型化体，浸漬，溶出，膨張，安定性

**1. 緒言**　福島原発事故や原子力発電所で発生する可燃性の固体廃棄物は焼却することで減容化できる一方、飛灰には塩化物イオンが濃縮される。焼却灰の処理方法としてセメント固型化（以下、固型化体）が検討されているが、固型化体は浸水により膨張破壊することが確認されている。本研究では固型化体を水に浸漬し、主要成分の溶出量と膨張挙動などについて評価した。

**2. 実験**　固型化体の作製条件および作製した試験体水準を表 1 に示す。作製した固型化体を液固比（体積比）10 のイオン交換水に浸漬し、1 週間毎の水交換を 9 回実施した。水交換時には、固型化体の外観観察、質量・寸法および浸漬水組成を測定した。また、固型化体の粉末X線回折（以下、XRD）および SEM 観察から生成物を確認した。

表1. 作製条件

| 項　目 | 内　容 |
|---|---|
| ｾﾒﾝﾄの種類 | 普通ｾﾒﾝﾄ(OPC)、ﾌﾗｲｱｯｼｭｾﾒﾝﾄ(FAC)、高炉ｾﾒﾝﾄ(BFSC) |
| 水/ｾﾒﾝﾄ(W/C)重量比 | 100%、200% |
| 飛灰/ﾍﾟｰｽﾄ重量比 | 50%(W/C100)、83%(W/C200) |
| 飛灰中のCl、$SO_3$量 | Cl：25%、$SO_3$：5% |
| 養生方法 | 40℃、2週間封緘養生 |
| 作製した試験体水準 | OPC(W/C100)：OPC100，OPC(W/C200)：OPC200<br>FAC(W/C100)：FAC100，BFSC(W/C100)：BFSC100 |

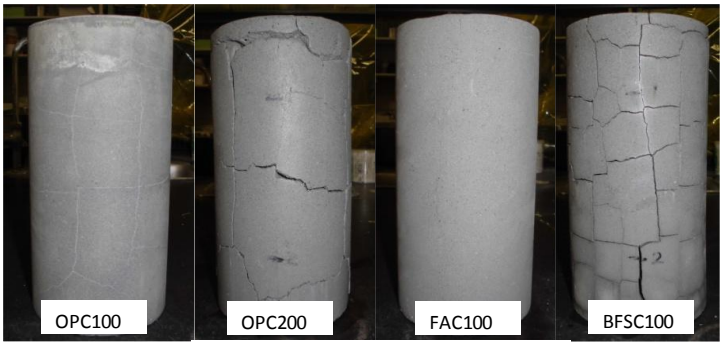



写真1. 浸漬試験終了後の試験体外観

**3. 結果・考察**　OPC100 と FAC100 に対して OPC200 と BFSC100 の膨張量は大きくなった（図 1）。OPC200 と BFSC100 では、水交換 3 回目で微細なひび割れが認められ、その後、ひび割れは試験体全体に広がっていた（写真 1）。OPC100 と FAC100 の膨張量は小さかったが、水交換 6 回目で微細なひび割れが認められた。試験終了後の試料の XRD、SEM 観察からエトリンガイトの生成を確認した。浸漬水の組成分析結果も踏まえ、ひび割れ発生原因は、固型化体に膨張性物質のエトリンガイトが生成したためと推察された。

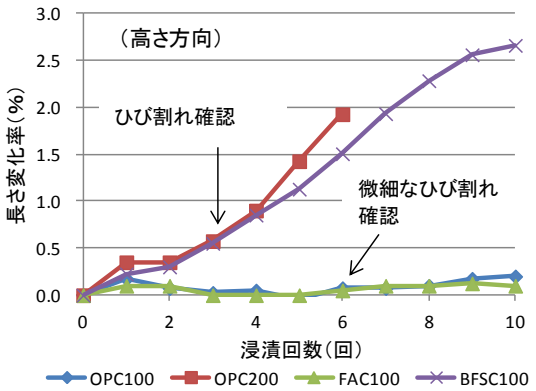



図1. 長さ変化率

*Yoshihisa Kaneda[1], Kazuko Haga[1] , Shoichi Ogawa[1] , Mikako Aoyama[1] , Haruka Takahashi [1] and Kazuo Yamada[2]
[1]Taiheiyo Consultant., [2]National Institute for Environmental Studies

# 飛灰セメント固型化体の長期安定性に関する検討
## （2）膨張挙動の予測

Study on prolonged stability of solidified body of incineration ash by cement
(2) Prediction of expansion behavior

*洞 秀幸[1]，細川 佳史[2]，芳賀 和子[1]，小川 彰一[1]，山田 一夫[3]
[1]太平洋コンサルタント，[2]太平洋セメント，[3]国立環境研究所

PhreeqC と Scilab を連成させた計算コードにより、水中浸漬による飛灰セメント固型化体の鉱物および体積変化を計算した。計算結果と浸漬試験結果は定性的に整合し、使用した解析コードにより飛灰セメント固型化体の長期変質挙動を予測できる見込みを得た。

**キーワード**：人工バリア，飛灰，セメント固型化体，平衡計算，PhreeqC

**1. はじめに**　焼却飛灰はセメントで固型化して処分することが検討されているが、焼却飛灰には塩化物イオンや硫酸イオンが多く含まれ、飛灰セメント固型化体は浸水により膨張破壊することが確認されている。本検討では、処分後の地下水の浸潤を想定して、成分溶出と鉱物相変化を熱力学平衡計算と物質移行計算を組み合わせた解析コードを使用して計算し、膨張挙動の予測を試みた。

**2. 解析条件**　物質移行（拡散モデル）と化学反応（相平衡モデル）の連成解析コードを用いて解析計算を行った。拡散モデルは Poisson-Nernst-Planck 式に基づく有限要素法を用いた。相平衡モデルには Nonat の C-S-H 溶解平衡モデル[1]を実装した PhreeqC を用いた。各水和物の熱力学的平衡定数は wateq4f(USGS)や Lothenbach[2]の報告値を使用した。固相と液相の初期条件は浸水試験と同様とし、飛灰セメント固型化体を純水に 11 週間浸漬する条件とした。灰とフライアッシュのガラス化率およびセメント鉱物とガラスの水和率は SEM 観察、溶解試験や既往の知見から設定した。

**3. 計算結果**　飛灰セメント固型化体（OPC200）を純水に 11 週間浸漬する場合を模擬すると、鉱物体積の計算結果は図-1 のようになる。図では飛灰セメント固型化体の初期状態の全鉱物体積を 100%としている。深さ 0cm のところが接水面である。深さ 10cm 程度の鉱物相組成は初期組成だと考えている。浸水によってごく表層の鉱物相は溶解しており体積が減少していた。接触面から約 5cm 程度の鉱物組成は変化し、体積膨張している結果が得られた。鉱物体積が増加した部分では石膏とハライトが消失しており、エトリンガイトが生成していた。浸水試験においても飛灰セメント固型化体は膨張しており、XRD の結果から浸水試験の前後で石膏とハライトの消失とエトリンガイトの生成が確認された。浸水試験結果と計算結果は比較的良く一致しており、本計算モデルを使用して、飛灰セメント固型化体の長期的な膨張挙動を予測できる見込みが得られた。

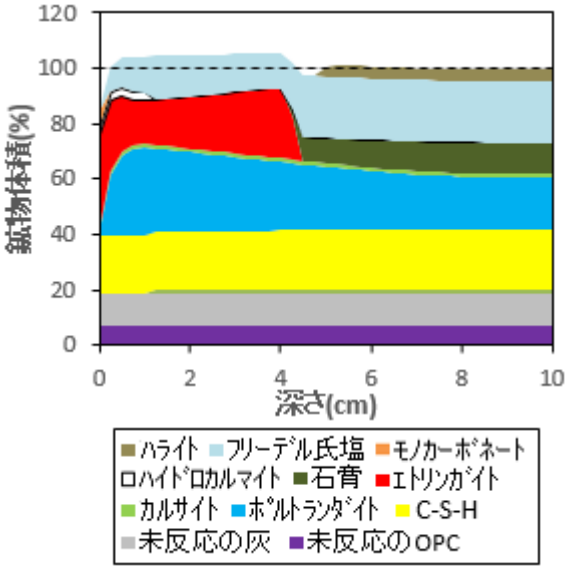



図-1 OPC200 の浸漬後の鉱物組成

**参考文献**

[1] A. Nonat: The structure and stoichiometry of C-S-H, Cement and concrete research, 34, pp.1521-1528(2004)

[2] B. Lothenbach et al.: Thermodynamic modeling of the effect of temperature on the hydration and porosity of Portland Cement, Cement and concrete research. 38(1), pp.1-18 (2008)

*Hideyuki Hokora[1], Yoshifumi Hosokawa[2], Kazuko Haga[1], Shoichi Ogawa[1], and Kazuo Yamada[3]
[1]Taiheiyo Consultant, [2]Taiheiyo Cement, [3]National Institute for Environmental Studies

# セメント系材料へのアルカリイオンの収着に関する検討

Study on sorption of alkali ions into the cementitious materials

*芳賀 和子[1]，原澤 修一[1]，渡邊 禎之[2]，山田 一夫[3]，川端 雄一郎[4]
[1](株)太平洋コンサルタント，[2](地独)東京都立産業技術研究センター，
[3](国研)国立環境研究所，[4](国研) 海上・港湾・航空技術研究所

合成 C-(A-)S-H の NaCl、KCl 溶液への浸漬試験を実施し、アルカリイオンの収着は固相の Ca/(Al+Si)モル比と相関があり、収着試験の前後で C-(A-)S-H のシリケートアニオン構造が変化していることを確認した。

**キーワード**：C-A-S-H，収着，分子構造，Si-NMR，Al-NMR

**1. 緒言**　原子力発電所事故により発生した焼却飛灰セメント固型化における Cs とセメント系材料の相互作用を評価する上で、飛灰に多く含まれるアルカリイオンとの相互作用を考慮することが必要である。また、構造物の耐久性評価において重要なアルカリ骨材反応を検討する上でも、アルカリイオンのセメント水和物への収着は重要な影響要因である。そこで、主要なセメント水和物である C-(A-)S-H を用いて、Na、K の収着挙動を評価するとともに、固体 NMR によって Na の収着に伴うシリケートアニオン構造の変化を検討した。

**2. 実験**　C-(A-)S-H は Ca/Si モル比 0.8、1.0、1.2、Al/Si モル比 0.08 となるように合成した。C-(A-)S-H を液固比 10 の条件で NaCl、KCl 溶液に 7 日間浸漬し、0.45μm のメンブランフィルターで固液分離した。液相組成を原子吸光光度法で分析し、固相試料は不活性ガス雰囲気のグローブボックス内（R.H.30%程度）で乾燥し、固体核磁気共鳴分析($^{27}$Al-NMR および $^{29}$Si-NMR)および粉末 X 線回折(XRD)に供した。

**3. 結果**　10mM の NaCl、KCl 溶液に浸漬した時の Na、K 収着量と固相の Ca/(Si+Al)モル比の関係を図 1 に示す。C-S-H と C-A-S-H に対する Na、K 収着量は Ca/(Si+Al)モル比と良い相関があり、アルカリイオンの収着に対して C-A-S-H の Al と Si は同じ作用を示すことが分かった。C-A-S-H の構造模式図を図 2 に示す。シリケートアニオン鎖中に Al が存在すると隣の Si は $Q_2$(1Al)スペクトルとして観察される。Na 収着量の多かった CASH0.8 と 1.0 の収着試験前後の Si-NMR 測定結果を表 1 に示す。CASH0.8 はシリケートアニオン鎖長(MCL)が小さくなり、Na が Si-O サイトに収着することでシリケートアニオン鎖が分断されたと考えた。CASH1.0 は $Q_2$(1Al)のピーク面積比が大きくなり、シリケートアニオン鎖も長くなった。Al が Si に同形置換すると正電荷が不足し陽イオンを収着することから、本試験では Al は Na を帯同してシリケートアニオン鎖に入ったと考えた。アルカリイオンの収着で C-(A-)S-H の構造が変化することが分かった。

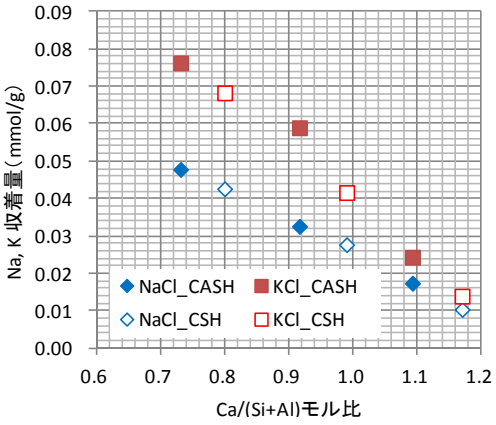



図 1　固相組成と Na,K 収着量の関係

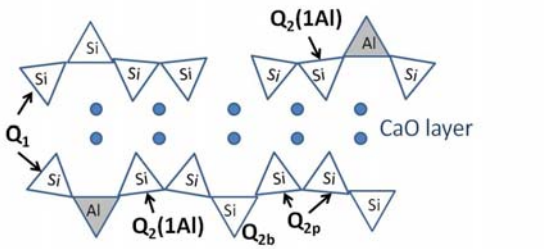



図 2　C-A-S-H の構造模式図

表 1　収着試験前後の Si-NMR ピーク面積比

| 帰属 | 化学シフト(ppm) | CASH0.8 | | CASH1.0 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 収着前 | 収着後 | 収着前 | 収着後 |
| $Q_1$ | -79.0 | 0.04 | 0.07 | 0.27 | 0.19 |
| $Q_2$(1Al) | -82.0 | 0.24 | 0.27 | 0.39 | 0.46 |
| $Q_2$ | -85.0 | 0.71 | 0.66 | 0.35 | 0.34 |
| シリケートアニオン鎖長 MCL | | 52.0 | 34.6 | 8.9 | 12.6 |
| Al/Siモル比 | | 0.12 | 0.14 | 0.19 | 0.23 |

*Kazuko Haga [1],Shuichi Harasawa[1], Sadayuki Watanabe[2], Kazuo Yamada[3], Yuichiro Kawabata[4]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [2]Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute, [3]National Institute for Environmental Studies, [4]National Institute of Maritime, Port and Aviation Technology

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Wed. Sep 7, 2016 3:50 PM - 5:10 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [1D12-16] Influence of cement

Chair: Yosuke Akagi (MMC)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

### [1D12] Sorption Behavior of Iodide ions on Calcium Silicate Hydrate under the Coexistence of Chloride ions

*Hayato Onodera[1], Hirotaka Tago[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1.Graduate School of Engineering, Tohoku University)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [1D13] Analytical Evaluation of the Yield of Hydrogen Gas by Radiolysis of Water in the Adjacent Cement-solidified Wastes

*Takuya Nakayama[1,2], Takeshi Osugi[1], Takejiro Shimazaki[1], Tomohisa Abe[1], Naoto Yagi[1], Osamu Nakazawa[1], Haruo Sato[2], Kazuhiko Suzuki[2] (1.JAEA, 2.OKAYAMA Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [1D14] Evaluation of the change in physical properties of mortar due to the leaching

*Masahito Sibata[1], Kazuko Haga[1], Kiyofumi Kurumizawa[2], Daisuke Hayashi[3], Hitoshi Owada[3] (1.Taiheiyo Consultant Co.,Ltd, 2.Hokkaido University, 3.Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [1D15] Study on the thermal deterioration of the cementitious material

*Kumi Negishi[1], Kazuko Haga[1], Daisuke Hayashi[2], Hitoshi Owada[2] (1.Taiheiyo Consultant Co., Ltd., 2.RWMC)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

### [1D16] Study on DEF, a internal sulfate attack, for cementitious material

*Sadayuki Watanabe[1], Shoichi Ogawa[2], Kazuo Yamada[3], Yuichiro Kawabata[4] (1.TIRI, 2.Taiheiyo Consultant Co., Ltd., 3.NIES, 4.PARI)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

# 塩化物イオン共存下における
# カルシウムシリケート水和物へのヨウ化物イオンの収着挙動

Sorption Behavior of Iodide ions on Calcium Silicate Hydrate
under the Coexistence of Chloride ions

*小野寺 駿斗[1]，田児 啓貴[1]，千田 太詩[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では、CSH へのヨウ化物イオン($I^-$)の収着挙動に及ぼす塩化物イオン($Cl^-$)の影響について、水和水の $Cl^-$濃度を変化させた収着実験により評価した。その結果、$I^-$は $Cl^-$の有無に関わらず CSH が生成する際に水和水とともに CSH へ取り込まれる形で収着する可能性が示された。

**キーワード**：CSH，ヨウ化物イオン，塩化物イオン，海水条件、水和水

**1. 緒言**　カルシウムシリケート水和物（CSH）は、放射性廃棄物処分場の建設に用いられるセメント系材料の主成分であるとともに、セメント成分の溶出によって処分場周辺に二次鉱物として析出し、核種収着効果を示すことが期待される。既報では、TRU 廃棄物の線量評価上重要な $I^-$が CSH に有意に取り込まれる可能性について示した[1]。一方わが国における地下水の一部は海水由来であり、$Cl^-$の濃度が 0.6 mol/L 程度まで高くなる場合もある。$Cl^-$は $I^-$と同じ一価の陰イオンであるため、$Cl^-$共存条件下では CSH への $I^-$の収着との競合が懸念される。そこで本研究では、水和水の $Cl^-$濃度と CSH の Ca/Si モル比、液固比を変化せた収着実験を行い、CSH への $I^-$の収着挙動を評価した。

**2. 実験**　収着実験では、CSH が乾燥過程を経ないように、フュームドシリカ(AEROSIL300)と酸化カルシウム(CaO)へ収着実験に供する液相を添加することにより CSH を調整した。CSH の Ca/Si モル比は 0.4~1.6、液相(水和水)の量は設定した液固比(L/S 比、10~20)に合わせて固相重量 1.5 g に対して 15~30 mL とした。また、液相の $Cl^-$濃度を 0 mol/L から 0.6 mol/L に設定し、$I^-$を 15 μmol 添加し、25±1℃で 1 週間振とうした。CSH 調整は窒素雰囲気下で行った。振とう後、遠心分離(7500 rpm、10 分間)および 0.45 μm メンブレンフィルターを用いた濾過により固液分離した。その後イオンクロマトグラフィーにより液相の $I^-$および $Cl^-$濃度を測定した。

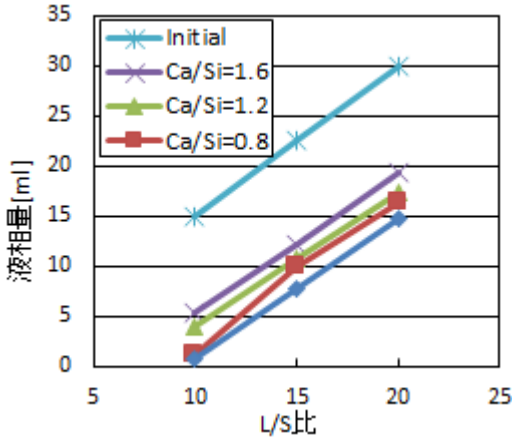


図 1 実験後の液相量比較($Cl^-$濃度 0.6 mol/L)
("Initial"は添加した液相量)

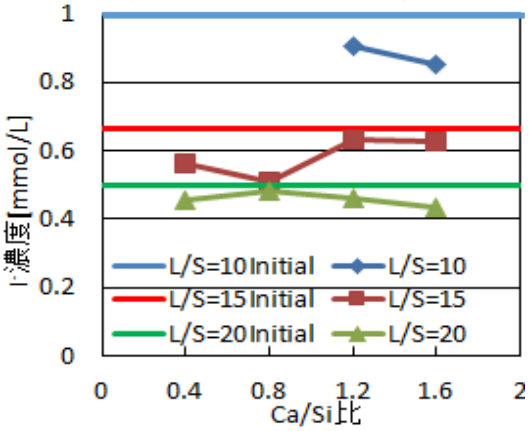


図 2 $I^-$の収着挙動($Cl^-$濃度 0.6 mol/L)
("Initial"は実験開始時の $I^-$濃度)

**3. 結果・考察**　図 1 は、収着実験後の遠心分離により分離された液相の量[mL]である。CSH の生成には水和水が必要であるため、いずれの条件においても液相の量は初期量(添加量)から 10~15 mL 減少した。また、図 2 に示す収着実験後の液相の $I^-$濃度からわかるように、I-濃度は初期濃度から若干の低下も見られるもののほぼ変わらないと言える。なお、この $I^-$の収着挙動には $Cl^-$濃度の依存性はほとんど確認されなかったことに加え、$Cl^-$自体の濃度変化も生じなかった。これらのことから、$I^-$は CSH が生成する際に水和水とともに CSH へ取り込まれる形で収着し、同様に取り込まれる $Cl^-$はこれに競合しないと考えられる。

**引用文献**　[1]田児ら：日本原子力学会 2015 年秋の大会講演要旨集、H48(2015).

**謝辞**：本研究の一部は、科学研究費補助金　基盤研究(A)25249136 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Hayato Onodera[1], Hitrotaka Tago[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1]
[1]Graduate School of Engineering, Tohoku Univ.

# 隣接するセメント固化体中の水の放射線分解による水素発生量の解析的評価

Analytical Evaluation of the Yield of Hydrogen Gas by Radiolysis of Water in the Adjacent Cement-solidified Wastes

*中山 卓也[1,2]，大杉 武史[1]，嶋﨑 竹二郎[1]，阿部 智久[1]，
八木 直人[1]，中澤 修[1]，佐藤 治夫[2]，鈴木 和彦[2]
[1]原子力機構，[2]岡山大学

セメント固化体の処分時において、隣接する固化体の放射線により発生する水素量とその影響について、PHITS コードにより評価した。放射能濃度が高い固化体を近接して配置しないこと、固化体の距離の調整により水素発生量を抑制できることを見出した。

**キーワード：セメント**，放射線分解，低レベル放射性廃棄物，水素，PHITS

## 1. 緒言

低レベル放射性廃棄物の廃棄体化方法の一つとして、セメントによる固化処理を計画している。処理後の固化体には水分が含まれているため、廃棄物由来の放射線により水が放射線分解されて水素が発生する。水素は燃焼等のおそれがあるため発生量評価が不可欠である。水素発生量は固化体の吸収線量に依存し、固化体は廃棄時に整列・密集した状態で埋設されるため、隣接する固化体から受ける放射線を考慮して評価しなければならない。そこで、固化体の廃棄時の放射線分解による水素の発生量評価に資するため、隣接する固化体からの放射線による水素発生量を評価するとともに、水素発生量の抑制方法について検討した。

## 2. 評価手法

水素発生量の計算は、PHITS[1]コードにより算出した吸収線量を基に、G 値（0.21 molecule/100eV[2]）を用いて算出した。PHITS に用いた固化体は、JIS Z 1600 鋼製 200 L オープンヘッドドラムを容器とし、密度 2.1 g/cm$^3$ のセメント固化体を充填したモデルとした。固化体の充填高さは 76.85 cm、上部空隙の高さを 6.15 cm と設定した。評価体系は、放射能濃度を除き同じ組成の固化体を 3×3×3 となるよう配置（Fig.1）し、固化体間の空隙は密度 1.6 g/cm$^3$ のモルタルを充填したモデルとした。放射線を出す固化体（線源固化体）は中段の中心のみ設定し、線源核種は研究所等廃棄物の代表的な核種としてガンマ線源である Co-60 とした。隣接する固化体への放射線影響を評価するため、線源固化体の放射能濃度および固化体間の距離をパラメータとした。放射能濃度はトレンチ処分濃度上限値の推奨値（10 GBq/t）からピット処分濃度上限値の推奨値（1 PBq/t）までを 1 桁毎に変化させて、評価した。固化体間の距離（距離）は 0.2 cm を基準とし、5、10、15 cm をそれぞれの放射能濃度で評価した。

## 3. 結論

固化体の吸収線量および水素発生量は、放射能濃度に比例する結果となった。また、線源固化体の近くに配置した固化体ほど吸収線量は高くなった。距離が 0.2 cm の場合、隣接する全ての固化体の吸収線量を 100 %とした場合における、個別の吸収線量の割合（寄与率）を Fig.2 に示す。隣接する固化体への影響のうち、中段の四隅への寄与率はそれぞれ 2 %程度であるが、辺の固化体へはそれぞれ 18 %となった。上下段の中心は 6.7 %と中段の四隅よりも寄与率は高かった。この結果より、放射能濃度の高い固化体を近接して配置すると吸収線量が高くなるため、水素発生量が多くなる。

固化体の上部空隙に燃焼下限界である 4 vol%以上の水素が滞留した場合、燃焼のおそれがある。評価した体系では、放射能濃度が 10 GBq/t の場合はどの条件においても燃焼下限界濃度を超えなかった。放射能濃度が 100 GBq/t ~ 1 PBq/t の場合、それぞれ 2200、160、16、1.5、0.15 日で燃焼下限界濃度以上の水素が発生した。距離が 0.2 cm における燃焼下限界濃度までの時間を基準とした場合、いずれの放射能濃度においても距離を 5、10、15 cm と離すと、それぞれ 2.8、4.4、5.3 %水素発生量を抑制した。

以上の結果より、固化体を離隔すること、距離を離すことで水素発生量を抑制できることを見出した。

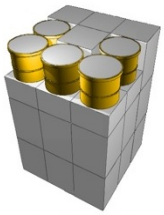


Fig.1 Cement-solidified wastes were set in 3x3x3 for evaluating the absorbed dose.

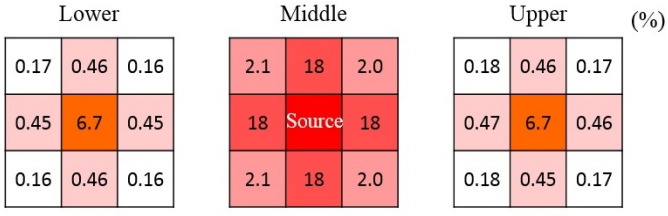



Fig.2 Proportion of radiation given to adjacent cement-solidified wastes on condition that the distance between wastes is 0.2cm, and the radioactivity concentration is 10 GBq/t.

### 参考文献

[1] T.Sato. et al., Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923(2013)
[2] R.E.Barletta, et.al., Solidification of Irradiated Epicor-II Waste Products, NUREG/CR-2969, May 1983

*Takuya Nakayama[1,2], Takeshi Osugi[1], Takejiro Shimazaki[1], Abe Tomohisa[1], Naoto Yagi[1], Osamu Nakazawa[1], Haruo Sato[2] and Kazuhiko Suzuki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Okayama Univ.

# モルタルの溶脱に伴う物性変化に関する評価

Evaluation of the change in physical properties of mortar due to the leaching

*柴田 真仁[1]，芳賀 和子[1]，胡桃澤 清文[2]，林 大介[3]，大和田 仁[3]
[1](株)太平洋コンサルタント，[2]北海道大学，[3]原環センター

硝酸アンモニウム溶液への浸漬によって、均質に溶脱したモルタル硬化体試料を比較的短時間に得た。この試料の空隙構造及び拡散係数を測定した結果、溶脱に伴い粗大な空隙が増加し、拡散係数が大きくなることを確認した。

**キーワード**：TRU，人工バリア，セメント，モルタル，迅速法，溶脱，硝酸アンモニウム，拡散係数

**1. 緒言**　放射性廃棄物の処分施設に用いられるセメント系材料の溶脱変質に伴う拡散係数変化のモデル化において、均質に溶脱変質させた試料の作製が課題であった。筆者らは、硝酸アンモニウム溶液によりセメントペーストを均質に溶脱変質させる手法[1]を開発してきた。本報では、モデル化に向けより現実的な材料で検討するため、モルタル材料に本手法を適用し、得られた試料の物性変化を評価した結果を報告する。

**2. 実験**　試料は 50℃水中で 3 ヶ月間養生し、φ30mm、厚さ 5mm の円盤状に加工した、普通ポルトランドセメント（OPC）、フライアッシュセメント（FAC；OPC/FA=7/3）及び、高炉セメント（BFSC；OPC/BFS＝3/7）のモルタル（細骨材/結合材比＝1、水/セメント比＝0.4～0.6）とした。得られた試料を、液固比 50 の条件で 0.25mol/L の硝酸アンモニウム溶液に 6 ヶ月間浸漬して溶脱変質試料を得た。溶脱変質試料に関して、XRD による鉱物相の定性、EPMA による元素組成分布、TG/DTA による $CaCO_3$、$Ca(OH)_2$ の定量、ポロシメータによる空隙径分布および空隙率の測定と透過法による拡散係数の測定を実施した。

**3. 結果**　EPMA 測定結果を図-1 に、空隙率と拡散係数の関係を図-2 に示す。EPMA 測定の結果から、モルタル硬化体においても均質な溶脱変質試料が作製できていることを確認した。主な溶脱成分は Ca であり、Ca 減少量(EPMA より)、$Ca(OH)_2$ の定量および定性結果から、全ての試料において $Ca(OH)_2$ 以外に C-S-H の Ca も溶脱していることがわかった。溶脱前の試料では空隙率が同等であってもセメント種類によって拡散係数が大きく異なっていたが、溶脱変質試料ではセメント種類による違いは見られなかった。全ての溶脱変質試料において、溶脱前と比較して 0.1～1μm 前後の空隙が大きく増加していることが確認されており、この粗大な空隙が拡散係数に影響を及ぼしていると考えた。溶脱変質に伴う拡散係数の変遷をモデル化するために重要な変質試料の拡散係数変化のデータを取得することができた。

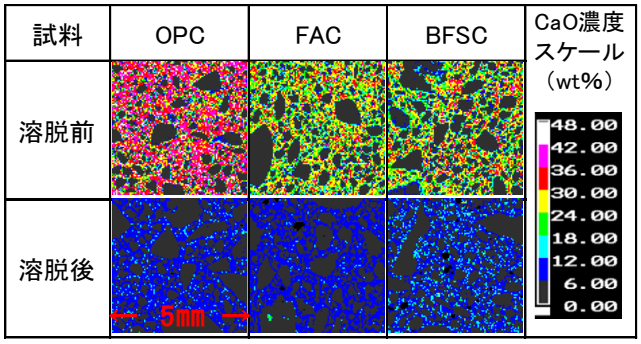



図-1 EPMA 測定結果（水/セメント比=0.6）

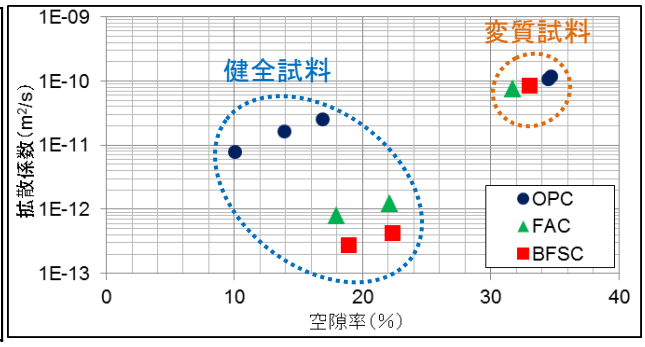



図-2 空隙率と拡散係数の関係

本研究は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である平成 27 年度地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発の成果の一部である。

**参考文献**　[1]柴田真仁，他，硝酸アンモニウム溶液を用いたセメント硬化体の溶脱試験の検討(1)OPC 硬化体の溶脱現象の評価,日本原子力学会 2015 年秋の大会

*Masahito Shibata [1], Kazuko Haga[1], Kiyofumi Kurumizawa[2], Daisuke Hayashi[3], Hitoshi Owada[3]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [2] Hokkaido University, [3]RWMC

# セメント系材料の熱による変質に関する検討

Study on the thermal deterioration of the cementitious material

*根岸 久美[1]，芳賀 和子[1]，林 大介[2]，大和田 仁[2]
[1](株)太平洋コンサルタント，[2]原環センター

TRU 廃棄物の地層処分において、セメント系材料は熱影響を受けて変質することが懸念される。セメント系材料の熱変質挙動を評価するために、C-S-H および OPC 水和物の高温環境下における結晶性の変化を検討した。その結果、C-S-H は 80℃以下の環境下においても結晶化することが確認された。

**キーワード：**TRU，人工バリア，熱変質，セメント，C-S-H，結晶化

**1. 緒言**　セメント系材料の主要成分であるカルシウムシリケート水和物（C-S-H）は、高温環境下において結晶化することが知られている。TRU 廃棄物の地層処分システムでは、セメント系材料は廃棄体からの発熱等により 80℃以下の高温環境に曝される可能性があり、C-S-H の結晶化が起こることが懸念される。この結晶化が、浸出水の pH や放射性核種の収着挙動等の変化の原因となるため、人工バリアの長期挙動評価の初期条件が打設直後のセメント系材料のそれとは異なることが考えられるが、結晶化温度等は明らかになっていない。本研究では、合成 C-S-H およびセメント水和物を種々の温度環境におき、鉱物相および結晶性の変化を評価した。また、水和物の変化によりセメント系材料の性能へ及ぼす影響を推察した。

**2. 実験**　合成 C-S-H の熱影響試験では、$Ca(OH)_2$ と非晶質シリカを Ca/Si モル比（C/S）=0.83 で混合し、紛体に対し 15 倍量のイオン交換水を加え、50℃で C-S-H の合成を行なった。合成した C-S-H を液固比 15 でイオン交換水中に浸漬し、50℃、70℃、80℃、90℃の恒温槽に静置した。XRD にて結晶子径を測定し、C-S-H の結晶化を評価した。また、セメント水和物の熱影響試験では、50℃で 4 ヶ月間水和させた OPC ペーストの粉末試料と石英微粉を 2:1 の割合で混合し、液固比 10 でイオン交換水に浸漬した。浸漬試料を合成 C-S-H の熱影響試験と同様な温度条件の恒温槽に静置し、鉱物相の変化を XRD で評価した。

**3. 結果・考察**　合成 C-S-H の熱影響試験では、温度が高いほど、反応期間が長いほど結晶が成長していることがわかった（図 1）。また、セメント水和物の熱影響試験では、50℃でも $Ca(OH)_2$ が減少しており、$Ca(OH)_2$ と石英微粉の反応により C-S-H が生成し、その後、結晶化が進んでいることが確認された（図 2）。その反応は環境温度が高くなるほど顕著であり、高温環境では $Ca(OH)_2$ が消失し、浸漬水の pH が低下した。以上より、処分環境において、熱影響によりセメント水和物と骨材の $SiO_2$ 分が反応して低 C/S の C-S-H を生成し、さらに結晶化することにより間隙水の pH が低下することが想定された。これら一連の変化は核種の収着性能に影響を及ぼす可能性がある。

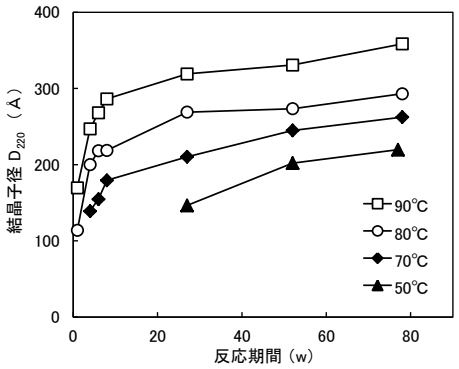


図 1　合成 C-S-H の結晶子径の経時変化

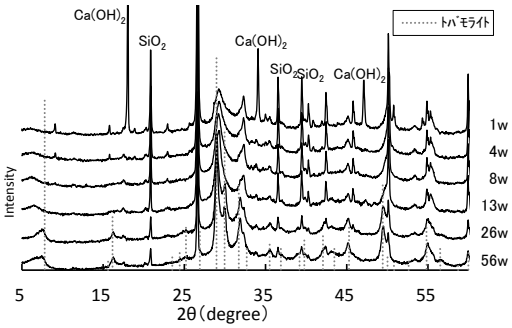


図 2　OPC 水和物の XRD 測定結果

本研究は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である平成 27 年度地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発の成果の一部である。

*Kumi Negishi[1], Kazuko Haga[1], Daisuke Hayashi[2], Hitoshi Owada[2]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [2]RWMC

# セメント系材料の硫酸塩劣化（DEF）に関する検討

Study on DEF, an internal sulfate attack, for cementitious material

*渡邊 禎之[1]，川端 雄一郎[2]，山田 一夫[3]，小川 彰一[4]

[1](地独)東京都立産業技術研究センター，[2](国研)海上・港湾・航空技術研究所，

[3](国研)国立環境研究所，[4](株)太平洋コンサルタント

DEF(delayed ettringite formation)は硫酸塩劣化の一つであり、コンクリートが過剰な高温履歴を受けると、長期的に異常膨張を生じる劣化現象である。本研究では，固体核磁気共鳴分析および粉末 X 線回折を用い、DEF 膨張における Al の存在状態に着目して、DEF 膨張のメカニズムを検討した。

**キーワード：**硫酸塩劣化、DEF、固体核磁気共鳴分析、エトリンガイト、高温養生

**1. 緒言** 放射性廃棄物の処分施設において、発熱廃棄体周辺の充填モルタルや、プレキャスト材料では、高温履歴を受けて DEF(delayed ettringite formation)による膨張が生じる可能性がある。DEF は高温履歴を受けた後に長期的にエトリンガイト($3CaO\cdot Al_2O_3\cdot 3CaSO_4\cdot 32H_2O$)が生成し、コンクリートが膨張する。本検討では、DEF 膨張における Al の挙動を把握することを目的とし、固体核磁気共鳴分析($^{27}$Al- NMR および $^{29}$Si-NMR)および粉末 X 線回折(XRD)を用いて、生成水和物と Al の挙動を検討した。

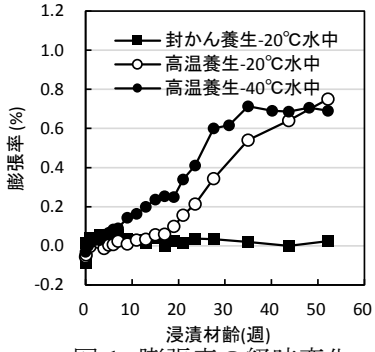



図 1 膨張率の経時変化

**2. 実験** 市販の早強ポルトランドセメントに $SO_3$ として $K_2SO_4$ を 4.4%添加したセメントペースト(W/C=50%)を練混ぜ、高温養生(最高温度 90℃、保持時間 12 時間)または封かん養生(20℃)を行い、円盤状(φ50 mm x 厚さ 3 mm)に加工して注水から 1 週間後に水中養生(20℃または 40℃)を開始し、膨張率を測定した。また、注水から 1 週間後および水中養生開始から 24 週経過後にアセトンを用いて水和停止し、NMR および XRD に供した。

表 1 $^{29}$Si-NMR の結果

| | 化学シフト(ppm) | 構成比率(分離ピーク面積比) 封かん養生(注水から1週) | 高温養生(注水から1週) | 高温養生／40℃水中24週 |
|---|---|---|---|---|
| Q0 | −71.3 | 6.9% | 12.1% | 8.9% |
| | −72.8 | 23.7% | 10.3% | |
| Q1 | −78.6 | 39.2% | 29.2% | 33.4% |
| **Q2(1Al)** | **−81.3** | **15.5%** | **11.3%** | **9.9%** |
| Q2 | −83.3 | 8.5% | 14.8% | 19.8% |
| | −84.6 | 4.0% | 14.6% | 15.9% |
| | −85.5 | 2.3% | 7.8% | 12.1% |
| シリケートアニオン鎖長(MCL) | | 0.87 | 1.05 | 1.15 |
| C-A-S-HのAl/Si比 | | 0.11 | 0.07 | 0.05 |

**3. 結果・考察**

高温養生後に水中養生を行った試験体は膨張を生じ、また、水中養生温度 40℃の試験体はより早期に膨張を生じた(図 1)。$^{29}$Si-NMR の結果(表 1)から、高温養生を受けた試験体は C-S-H への Al 固溶量は減少しており、XRD の結果から、一部の Al はハイドロガーネット相の生成で消費されたと判断した。$^{27}$Al-NMR (図 2)および XRD の結果から、高温養生によって AFm 相と C-A-H 相が分解してアモルファス状 Al が生成したと推察された。その後の水中養生で、アモルファス状 Al の減少とエトリンガイトの増加が確認された。これらの結果から、DEF では、アモルファス状 Al が反応して長期的にエトリンガイトを生成し、膨張が生じると推定された。

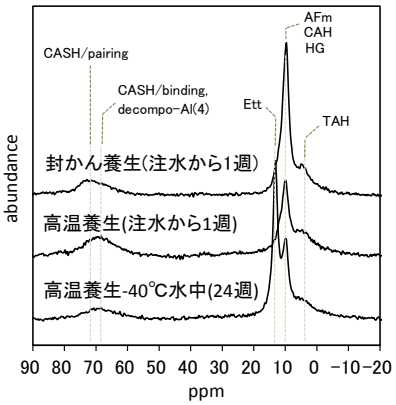



図 2 $^{27}$Al-NMR の結果

*Sadayuki Watanabe[1], Yuichiro Kawabata[2], Kazuo Yamada[3], Shoichi Ogawa[4]

[1]Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute, [2]National Institute of Maritime, Port and Aviation Technology, [3]National Institute for Environmental Studies, [4]Taiheiyo Consultant Co., Ltd

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Wed. Sep 7, 2016 5:10 PM - 6:30 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [1D17-21] Migration in host rock

Chair: Taishi Kobayashi (Kyoto Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1D17] Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at the Grimsel Test Site
(1)Laboratory experiments

*Yosuke Akagi[1], Yukio Tachi[2], Kazuaki Nemoto[2], Andrew Martin[3] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Nagra)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1D18] Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at the Grimsel Test Site
(2)Mineral and pore investigations

*Hisao Satoh[1], Yosuke Akagi[1], Yukio Tachi[2], Kazuhiro Matsumoto[2] (1.NERL, MMC, 2.JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1D19] Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at Grimsel Test Site
(3)Modelling

*Tsuyoshi Ito[1], Yukio Tachi[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1D20] Estimation of Interaction between Surface of Granite and High Alkaline Groundwater Containing Ca ions by Using Micro Flow Cell

*MASAYUKI HAYASHI[1], Yuuichi Niibori[1], Taiji Chida[1], Daiki Kurata[1], Ryo Tashiro[1] (1.Department of Engineering , Tohoku University)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[1D21] Influence of pH on Sorption behavior of Europium to Thin Sections of Biotite Flakes

*Tomoyuki Toyota[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1] (1.Department of engineering,Tohoku university)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

# グリムゼル花崗閃緑岩の単一割れ目中の核種移行特性評価（1）室内試験

Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at the Grimsel Test Site
(1) Laboratory experiments

*赤木 洋介[1]，舘 幸男[2]，根本 一昭[2]，Andrew Martin[3]
[1]三菱マテリアル，[2]日本原子力研究開発機構，[3]Nagra

結晶質岩の割れ目中核種移行モデルの確証に資するため，スイスグリムゼル原位置試験場から採取した単一割れ目を含む花崗閃緑岩試料を対象に，セシウム等をトレーサーとする透過拡散試験とバッチ収着試験，及び割れ目中通液試験を実施し，割れ目部とマトリクス部での収着・拡散特性を定量的に評価した。

**キーワード**：核種移行，グリムゼル原位置試験場，花崗閃緑岩，単一割れ目，拡散係数，収着分配係数

**1. 緒言**　天然バリア中の割れ目等の不均質性を考慮した核種移行評価手法を構築するため，室内試験によるデータ取得とモデル評価，及び原位置試験への適用性評価からなる体系的アプローチに基づく研究を進めている。本報告では，国際共同研究として進めているスイスグリムゼル原位置試験場から採取した単一割れ目を含む花崗閃緑岩試料を対象とし，割れ目部とマトリクス部の鉱物・間隙等の特性分析，拡散・収着試験，及び割れ目中通液試験を実施した。その結果を基に，割れ目部とマトリクス部の収着・拡散データを取得するとともに，割れ目中の核種移行メカニズムを評価した。

**2. 実験**　グリムゼル原位置試験場から採取した単一割れ目を含むコア試料から，定流量通液試験に供する割れ目を含む円柱状試料（$\phi$50 x $^{L}$80 mm）を，割れ目近傍とマトリクス部から円板状試料（拡散試験用）及び粉末状試料（バッチ収着試験用）を調製した。これらの割れ目部とマトリクス部の試料を対象に，鉱物組成，陽イオン交換容量，間隙率・間隙径分布等を測定した。試験にはグリムゼル原位置試験場の模擬地下水中に，HDO（重水；10 %），I（$10^{-5}$ mol/L），Cs（$10^{-5}$ mol/L），Se（$10^{-4}$ mol/L），Ni（$10^{-6}$ mol/L），Eu（$10^{-6}$ mol/L）を添加した混合トレーサー溶液を用いた。透過拡散試験及びバッチ収着試験は，割れ目部とマトリクス部の試料を用いて，Ar 雰囲気，室温条件下で実施した。透過拡散試験では，上流/下流セルのトレーサー濃度の経時変化と試験終了時の試料内部プロファイルを取得し，これらの同時フィッティングにより収着・拡散パラメータを決定した。収着試験は，液固比 100mL/g，28 日間反応期間で収着分配係数を評価した。通液試験では，混合トレーサーを 1mL/h の一定流量で通液させ（大気条件下），破過曲線を取得した。通液終了後に割れ目表面近傍におけるトレーサー分布を取得した。

**3. 結果と評価**　透過拡散試験から得られた実効拡散係数は，マトリクス部と比較して割れ目部が低い結果となり，拡散抵抗要因が割れ目近傍に存在する可能性を示唆する結果となった（図 1）。また，いずれの試料においても，陽イオン加速と陰イオン排除効果を示す明瞭な傾向性が確認された。さらに，拡散試験後の割れ目部近傍の内部プロファイルからは，表層ごく近傍からマトリクスにかけて不均質性な収着・拡散特性を示唆する結果が得られた。収着分配係数については，Eu＞Ni＞Cs＞Se の序列であった。一方，通液試験においては，Se，Cs，Ni，Eu の順に破過する結果が得られ（図 2），透過拡散試験で得られた収着特性と整合する傾向となった。通液試験終了後の割れ目表面のトレーサー濃度分析からは，割れ目部におけるトレーサーの不均質な分布が確認された。これらの結果をもとに，割れ目近傍の物質移行メカニズム及びモデル解釈について本シリーズ発表の(2)，(3)で検討する。

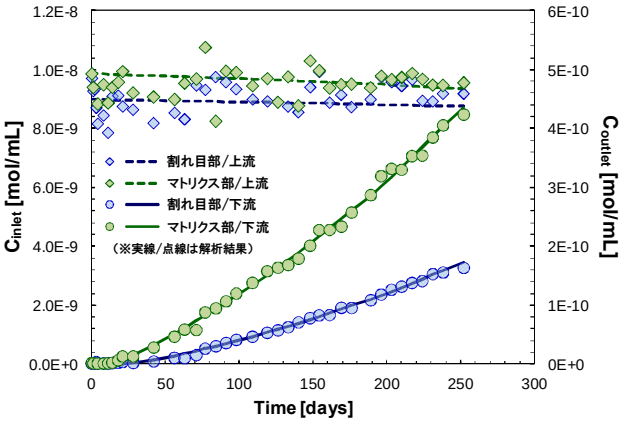



図 1　透過拡散試験の上流/下流の Cs 濃度変化と解析結果

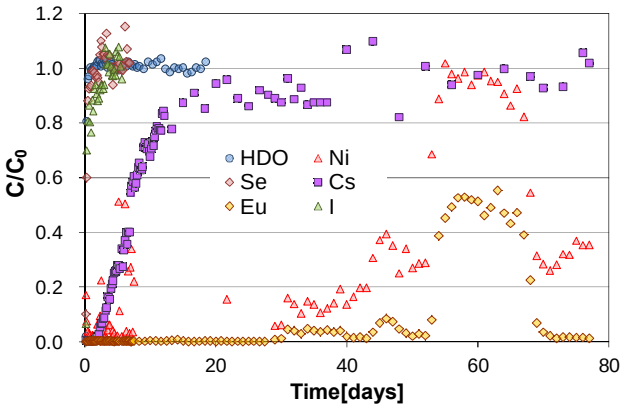



図 2　割れ目中通液試験で得られたトレーサー破過曲線

※本報告は経済産業省委託事業「平成 27 年度 処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

*Yosuke Akagi[1], Yukio Tachi[2], Kazuaki Nemoto[2] and Andrew Martin[3]
[1]Mitsubishi Materials Co., [2]JAEA, [3]Nagra

# グリムゼル花崗閃緑岩の単一割れ目中の核種移行特性評価 (2)鉱物・間隙分析

Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at the Grimsel Test Site

(2) Mineral and pore investigations

*佐藤 久夫[1]，赤木 洋介[1]，舘 幸男[2]，松本 一浩[2]

[1]三菱マテリアル，[2]日本原子力研究開発機構

結晶質岩の割れ目中核種移行モデルの確証に資するため，スイスグリムゼル原位置試験場から採取した単一割れ目を含む花崗閃緑岩試料を対象に，X 線 CT 測定によって割れ目面からマトリクスを構成する鉱物分布を解析するとともに，EPMA 元素マッピングに基づく鉱物分布解析によりその妥当性を確認した。これらの結果から，割れ目の開口幅や連続性，及び割れ目近傍の鉱物分布の不均質性等を定量的に評価した。

**キーワード**：花崗閃緑岩，単一割れ目，X 線 CT 測定，割れ目の開口幅，鉱物分布

## 1. 緒言

放射性廃棄物処分場周辺岩盤が花崗岩などの結晶質岩の場合，岩盤中に存在する結晶粒界や，岩体の冷却，貫入過程で生じた割れ目などの不連続な間隙を，核種移行経路として考慮しなければならない。特に，割れ目間隙は，その形状特性において不確定な要素が大きい。割れ目中の核種移行モデルの確証に資するため，今回我々はグリムゼル原位置試験場（Grimsel Test Site: GTS, Switzerland）から採取した単一割れ目を含む花崗閃緑岩試料を対象に，拡散試験や通液試験（本シリーズ発表 1）を実施し，同一試料の X 線 CT 測定および，EPMA 測定を行うことで，割れ目面間隙とそこに分布する鉱物の特性評価を行い，割れ目空間の不均質性を定量的に解析する手法を検討した。

## 2. 測定と解析

単一割れ目を含む GTS 花崗閃緑岩（$\phi$50 x $^{L}$100 mm）は，X 線 CT 測定装置（東芝 Asteion VI; UHS XVA-160α）によりトモグラフィー撮影した（XY 断面：図 1 a）。X 線 CT 画像からは割れ目表面を画像処理して抜き出し，再構成することで XZY 画像に変換できる（図 1 a）。これを割れ目両壁面に適用して，その差分を求めると，割れ目間隙の 3D データ（図 1b）となり，不均質な割れ目開口幅の分布が可視化された。開口幅 Y 値を相対的な高さとみなすと，割れ目空間の体積 V と底面積 S から平均開口幅 d が求められ，d=V/S=2.50mm をピークとする正規分布が確認できた（図 1c）。この開口幅の不均質性と鉱物分布の対応を調べるため，割れ目面に垂直な断面を切り出して EPMA（JEOL JXA-8200）により分析を行った（図 1d）。

## 3. 結果と考察

GTS 花崗閃緑岩の割れ目の多くは破砕によるガウジで充填されている。X 線 CT，および EPMA による鉱物分布観察では，割れ目面は表面~0.2 mm がバーミキュライト化した黒雲母層，その内部の割れ目面に斜交から平行配向の葉理構造を示す黒雲母を主体とした層からなる 2 層構造が認められた。X 線 CT 画像を元に割れ目表面からの 2 層構造の厚みを求めると，0.8 mm が得られた。このガウジの黒雲母層内には，微細な石英などの珪長質鉱物の分布も確認できた。EPMA による詳細分析では，この黒雲母層内には石英だけでなく白雲母も伴っていることがわかった。さらにこの黒雲母層は割れ目面からマトリクスへ枝分かれしており（第 3 層），その先では，カリ長石を白雲母化し，スフィーン，アパタイトなど含水鉱物の再結晶も伴っている。これらは割れ目破砕過程の鉱物再配置による組織構造[1]と考えられる。このように，GTS 花崗閃緑岩中の核種移行挙動は，割れ目内の鉱物組織の影響を受ける可能性がある。そのため，一般的に比例関係にあるとされるガウジ幅とすべり量の相関性や，割れ目面から枝分かれしたマトリクスまでの 3 層構造の分布などの核種移行挙動に対する影響を評価する必要がある。

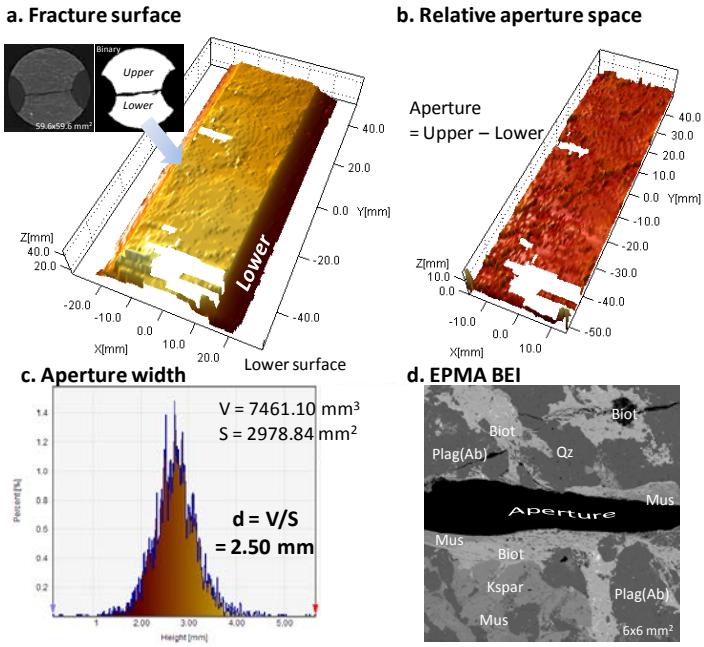



図 1　GTS 花崗閃緑岩試料の割れ目近傍の鉱物・間隙分布の X 線 CT 及び EPMA 観察. (a) 割れ目表面の 3D 形状; (b) 割れ目間隙の相対開口幅 3D プロット; (c) 割れ目開口幅分布; (d) 割れ目断面の EPMA 反射電子線像.

**参考文献**

[1] Scholz (1990) The Mechanics of Earthquakes and Faulting. Cambridge Univ. Press.

※本報告は経済産業省委託事業「平成 27 年度 処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

*Hisao Satoh[1], Yosuke Akagi[2], Yukio Tachi and Kazuhiro Matsumoto[2]　[1]Mitsubishi Materials Co., [2]JAEA

# グリムゼル花崗閃緑岩の単一割れ目中の核種移行特性評価 (3)解析評価

Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at Grimsel Test Site (3) Modelling

*伊藤 剛志[1], 舘 幸男[1]

[1]日本原子力研究開発機構

結晶質岩の割れ目中における核種移行モデルの確証に資するため，スイスグリムゼル原位置試験場から採取した単一割れ目を含む花崗閃緑岩試料を対象に実施した定流量通液試験の結果について，拡散試験等から得られた収着・拡散特性，割れ目及びその近傍の鉱物・間隙分析の情報をもとに，割れ目からマトリクスにかけての不均質構造や割れ目中の物質移行挙動の不均質性等を考慮したモデルによる解釈を試みた。

**キーワード**：核種移行，グリムゼル，花崗閃緑岩，単一割れ目，移流・拡散，不均質性，モデル

## 1. 緒言

放射性廃棄物の地層処分安全評価に関わる基盤技術として，花崗岩中の核種移行評価技術の確証を行う上で，室内試験によるメカニズムの理解とモデル化，原位置トレーサー試験等を通じた実際の深部地質環境における適用性評価を，相互に関連付けつつ実施することが重要となる。本研究では，本シリーズ発表の 1, 2 件目で報告した割れ目試料を対象とした一連の室内試験・鉱物分析の結果をもとに，不均質性の取り扱いを含む割れ目中の核種移行の評価手法を検討した。

## 2. 解析方法

単一割れ目を含むグリムゼル岩試料中の定流量通液試験で得られた重水(HDO), I, Se, Cs, Ni, Eu の破過曲線(シリーズ発表 1)に対して数値解析モデルによる再現解析を行った。解析には汎用的なシミュレーションソフトウェアである GoldSim を用いた。割れ目内の流路は，平行平板モデルで表し，解析に用いたパラメータは基本的に実測値に基づいて設定した。試験に用いたコアのサイズが直径 50mm，長さ 80mm であることと，X 線 CT の分析結果(シリーズ発表 2)を踏まえ，平行平板形状モデルの形状を 80mm×30mm×2.5mm と設定した。割れ目内の流速は試験の流量 1mL/h を割れ目の開口面積で除することにより，$3.70\times10^{-6}$ m/s と設定した。割れ目部とマトリクス部の間隙率，実効拡散係数及び収着分配係数は，本シリーズ発表 1 件目の拡散試験から得られた実測値に基づいて設定した。なお，境界条件としては，上流側をフラックス固定(濃度，流量固定)条件とし，下流側を自由流出境界とした。一方で，割れ目近傍は複雑な間隙構造となることから，拡散試験で得られた内部プロファイル(シリーズ 1), X 線 CT や EPMA による割れ目近傍の鉱物・間隙の不均質構造(シリーズ 2)を踏まえ，割れ目からマトリクスにかけての鉱物・間隙の不均質構造を 2 層または 3 層で表現したモデルを構築し解析を行った。また，試験後の割れ目表面の観察結果からは，割れ目内部で不均質な流れが生じていた可能性が示唆されたため(シリーズ 1)，割れ目中の物質移行挙動の不均質性を考慮したモデルを構築し，破過曲線の実測データと比較した。

## 3. 解析結果

割れ目からマトリクスにかけての鉱物・間隙の不均質構造を 2 層及び 3 層モデルで表現した解析結果を図 1 に示す(2 層モデルの結果は Cs, Ni, Eu：破線)。重水, I, Se といった非収着性及び低収着性のトレーサーは，モデルによらず実測値に近い傾向が得られた。2 層モデルの場合，割れ目部とマトリクス部のパラメータを，各トレーサーを対象とした拡散試験で得られた値を用いたが，割れ目部の拡散係数が低いため，Cs, Ni, Eu の収着性トレーサーの破過曲線の立ち上りを再現することができなかった。一方で，拡散試験の濃度プロファイル及び割れ目近傍の鉱物・間隙分析から得られた割れ目近傍の鉱物・間隙の不均質情報に基づき，表層から 0.2mm を第 1 層，0.6mm を第 2 層とし，それ以深をマトリクスと仮定した 3 層モデルを仮定することで，高収着性の Cs, Ni, Eu の破過曲線により近い傾向を再現することができた。このことから，割れ目近傍の不均質な鉱物・間隙構造と核種移行特性との関係の理解と，それを反映した核種移行モデルの構築が重要であることを確認した。発表では，不均質性を考慮した割れ目中の物質移行挙動のモデル化の結果も含めて考察する。

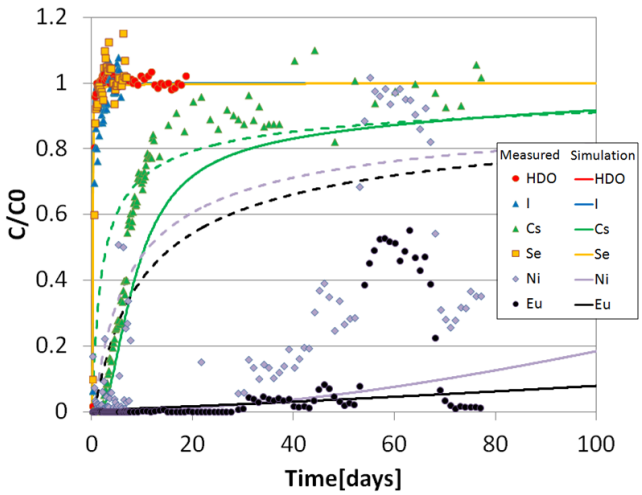



図1 通液試験で得られたトレーサーの破過曲線と解析結果

※本報告は経済産業省委託事業「平成 27 年度 処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

*Tsuyoshi Ito[1] and Yukio Tachi[1] [1]Japan Atomic Energy Agency

# マイクロフローセルを用いた Ca 含有高アルカリ性地下水と花崗岩表面の相互作用の評価

Estimation of Interaction between Surface of Granite and High Alkaline Groundwater Containing Ca ions by Using Micro Flow Cell

*林　真行[1]、田代　龍[1]、倉田　大輝[1]、新堀　雄一[1]、千田　太詩[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では、Ca を含む高 pH 地下水と花崗岩との相互作用に起因した流路閉塞効果ついてマイクロフローセルを用いて評価し、カルシウムシリケート水和物の生成が流路内の浸透率低下に寄与する可能性を示した。
**キーワード：**マイクロフローセル、カルシウムシリケート水和物、花崗岩、高アルカリ性地下水、浸透率

**1. 緒言**　我が国の地層処分においては、花崗岩のような結晶質岩が天然バリアとして想定されている。一方で地層処分施設では多量のセメント系材料が使用され、Na や K、Ca のような成分が溶出し処分場周辺は高アルカリ化する。このようなアルカリフロントでは、周辺岩盤からケイ酸が溶出し、Ca とケイ酸の反応によりカルシウムシリケート水和物(CSH)が生成することが考えられる。この CSH が岩盤亀裂内にて析出し微細流路が閉塞されることにより、核種移行の遅延が期待される。本研究では、天然バリアとして想定される花崗岩内微細流路を模擬したマイクロフローセルを用い、高 pH および高 Ca 濃度の溶液による微細流路の浸透率変化および表面形状変化を評価した。

**2. 実験**　本研究では、花崗岩試料とテフロンシート、テフロン盤により微細流路を模擬するマイクロフローセルを用いた。流路部は流路長さ 60 mm、流路幅 5 mm、亀裂幅(厚さ)80 μm である。これに、NaOH により pH 12.5 に調整した 8.5 mM $Ca(OH)_2$ 溶液をシリンジポンプにて所定流量(0.2、0.5、2.0 ml/h)で通液し、その際に生じるセルの入口・出口の圧力勾配から浸透率を得た。そして、実験前後の花崗岩試料表面の形状変化をデジタルマイクロスコープ(DMS)および SEM/EDS を用いて観察した。また、Ca を含まない NaOH 溶液(pH 12.5)についても同様の実験を行い、Ca を含む場合との比較を行った。なお、先行研究[1]では、乾燥状態の花崗岩を直接実験に供しており、花崗岩内への溶液浸入過程が浸透率変化に影響を及ぼすことが懸念された。そのため本研究では、窒素雰囲気下で脱気、純水を含浸させた花崗岩試料を通液実験に使用した。

**3. 結果・考察**　図 1 は、微細流路内に $Ca(OH)_2$ 溶液を通液した場合の浸透率の時間変化である。図 1 より、時間経過に伴う浸透率低下が確認された。一方、NaOH 溶液を通液した場合では緩やかな浸透率上昇が観察されており、図 1 の浸透率低下は $Ca(OH)_2$ 溶液に起因した CSH 生成により流路が狭まったためと考えられる。また、図 1 中では浸透率の瞬間的な上昇も確認されるが、これは CSH 生成により流路内の圧力が徐々に高くなった後、ある時点において通液による CSH の系外への押し出しが生じた可能性がある。発表では、DMS や SEM/EDS による分析を基に、図 1 の浸透率変化に伴う流路表面の形状変化についても議論する予定である。

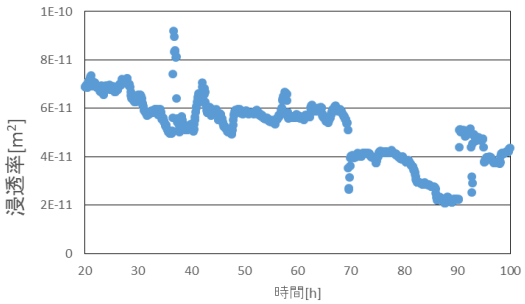


図 1：浸透率の時間変化(流量 0.2 ml/h、Ca 含有)

**引用文献**　[1]倉田ら、原子力学会秋の大会 2013 年秋の大会講演要旨集、B53(2013).
**謝辞**：本研究の一部は、科学研究費補助金 挑戦的萌芽研究 16K14532 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Masayuki Hayashi[1], Ryo Tashiro[1], Daiki Kurata[1], Yuichi Niibori[1] and Taiji Chida[1]
[1]Graduate School of Engineering, Tohoku Univ.

# 薄片状黒雲母へのユウロピウムの収着における pH 依存性

## Influence of pH on Sorption behavior of Europium to Biotite Flakes

*豊田　丈通[1]、千田　太詩[1]、新堀　雄一[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では、薄片状黒雲母へのユウロピウムの収着挙動に関する pH の影響を調べた。その結果、pH が高くなるとユウロピウムの収着量が増加し、加水分解を生じる pH 8 においてはユウロピウム水和物の沈殿のみならず薄片内部への浸入促進による遅延効果も期待される可能性が示唆された。
**キーワード**：薄片状黒雲母、ユウロピウム、SIMS、地層処分、収着挙動

**1. 緒言**　地層処分における天然バリア中の核種移行評価の一環として、花崗岩および含有鉱物への核種収着に関する研究が従来よりなされてきた。しかし、その多くは粉末試料を使用しているため、本研究では実環境における鉱物の形状に着目し、花崗岩に含有する鉱物の中でも核種収着性が高いとされる黒雲母について薄片形状の試料を用いて核種収着挙動を調べることとした。一方、アメリシウムやユウロピウムのような三価陽イオン核種は中性～アルカリ性において加水分解を生じることが知られており、例えばユウロピウムは pH 6 以上で $Eu(OH)_3$ の水和物となり通常の地下水(pH 8)中では沈殿するとされている。そこで本研究では、pH 3～8 とした収着実験により、薄片状黒雲母へのユウロピウム収着における水和物の影響を検討した。

**2. 実験**　本研究では、バッチ式の収着実験を実施した。ユウロピウム($Eu(NO_3)_3$、安定同位体)溶液は $HNO_3$ および NaOH 溶液を用いて収着実験実施直前に pH を 3、5 および 8 に調整し、濃度は 1 mM とした。なお、pH 8 においても沈殿物の生成は目視では確認されなかった。液固比は 10 とし、薄片状の黒雲母 0.6 g と $Eu(NO_3)_3$ 6 mL をポリプロピレン管へ封入した。封入作業は、地下の低酸素環境を考慮して窒素雰囲気のグローブバック内で行った。振とう期間は 7 日間とし、一日ごとにサンプリングを行った。振とう後 0.45 μm メンブレンフィルターを用いて固相と液相を分離し、液相は ICP-AES による濃度測定と蛍光寿命測定、固相は SIMS(二次イオン質量分析)により薄片状黒雲母内のユウロピウム分布について分析を行った。

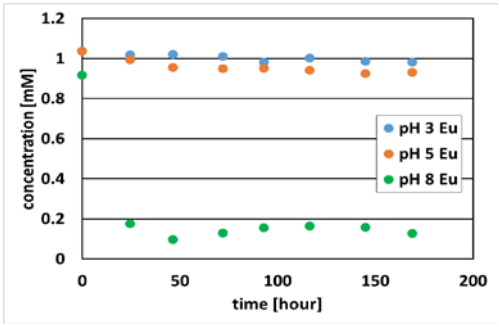


図 1　薄片状黒雲母への Eu 収着

**3. 結果・考察**　図 1 は、収着実験後の液相のユウロピウム濃度である。図 1 より、pH が高くなるにつれてユウロピウムの黒雲母への収着量が増加した。特に、pH 8 ではユウロピウム濃度の低下が顕著であるが、これは固相の共存により水和物の沈殿が促進されたためと考えられる。図 2 は、SIMS による薄片状黒雲母内のユウロピウム分布である。測定箇所は薄片の端部(Edge 2)であり、薄片上面に対して垂直方向にイオンビームを照射したため、図 2 の横軸は薄片上面からのスパッタ深さを示す。なお、縦軸の強度は、同時に取得した Si の強度にて規格化した。図 2 のスパッタ深さ 1 μm における各データの比較では pH 8 の強度が最も大きく、pH 3 や 5 と比べて pH 8 の溶液条件においてユウロピウムが黒雲母内へ浸入したと言える。これは、移行しやすいイオン状態の $Eu^{3+}$ よりも、水和物である $Eu(OH)_3$ の方が黒雲母薄片内部へ拡散浸入しやすいということを示している。この理由については検討中であるが、三価陽イオンが加水分解するような通常の地下水条件において、水和物生成による沈殿のみならず、薄片状黒雲母内への取り込みによる遅延効果も期待できる可能性がある。

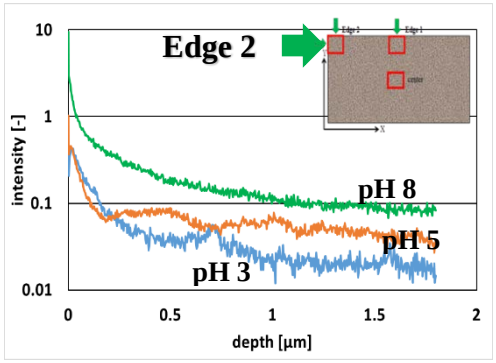


図 2　SIMS による黒雲母 edge 2 の元素分析結果と照射箇所

**謝辞**：本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム」、および経済産業省の委託事業「平成 26 年度放射性廃棄物重要基礎技術研究調査」の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Tomoyuki Toyota[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Graduate School of Engineering, Tohoku Univ.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 7, 2016 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [1E01-07] Vitrification 1

Chair: Kenji Takeshita (Tokyo Tech)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1E01] Basic research programs for the next generation vitrification technology

(27)A Basic research on the applicability of iron phosphate glass for low-level radioactive waste -viscosimetry of glass melt-

*Fuminori Sato[1], Kenji Ishii[2], Tsuyoshi Arai[2], Junji Kojima[1] (1.JAEA Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories Tokai Reprocessing Technology Development Center Waste Management Department Waste Conditioning Section, 2.Shibaura Institute of Technology)

---

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1E02] Basic Research Programs for the Next Generation Vitrification Technology

(28)Study of fused glass solidification for low level radioactive ion exchange resin

*kouichi Ikeda[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1], Shizue Furukawa[1] (1.criepi)

---

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1E03] Basic research programs for the next generation vitrification technology

(29)Structural design of V additive borosilicate glass

*HIDENORI KAWASHIMA[1], taku hashimoto[1], toshiaki kakihara[1], toshiki fukui[1] (1.IHI Corporation)

---

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1E04] Basic research programs for the next generation vitrification technology

(30)Characterization of iron phosphate glass containing high-level waste simulant

*Hidekazu Kobayashi[1], Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Kennichi Sasage[1], Ippei Amamoto[1,2], Hiromichi Takebe[2], Hiroki Nakamura[3], Naoki Mitamura[3], Tatsuya Tsuzuki[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Ehime University, 3.Central Glass Co., Ltd)

---

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1E05] Basic research programs for the next generation vitrification technology

(31)Local structure analysis of iron phosphate glass containing high-level waste simulant using synchrotron radiation based XAFS

*Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Kenichi Sasage[1], Kiyoshi Hatakeyama[2] (1.JAEA, 2.E&E Techno Service Co. Ltd.)

---

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1E06] Basic research programs for the next generation vitrification technology

(32)Improvement in the adsorption capacity for MA

*Sou Watanabe[1], Hirohide Kofuji[1], Masayuki Takeuchi[1] (1.JAEA)

---

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1E07] Basic research programs for the next generation vitrification technology

(33)Effect of noble metal elements on Yellow Phase generation

*Takeshi Tsukada[1], Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1] (1.CRIEPI)

---

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
# （27）低放射性廃棄物に対する鉄リン酸ガラスの適用性に関する基礎研究
# -溶融ガラスの粘度測定-

Basic research programs for the next generation vitrification technology

(27) A Basic research on the applicability of iron phosphate glass for low-level radioactive waste

– viscosimetry of glass melt -

*佐藤 史紀[1]，石井 健治[2]，小島 順二[1]，新井 剛[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]芝浦工業大学

抄録：再処理施設から発生する低放射性廃液の固化処理方法として、廃液中のリンを固化体の骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目し、溶融炉を運転する上で重要な溶融ガラスの粘度を測定した。

**キーワード**：鉄リン酸ガラス，放射性廃棄物，ガラス固化，溶融ガラス化

## 1. 緒言

低放射性廃液の処理には、従来、セメント固化を用いることが検討されているが、リン酸イオン等が多く含まれる廃液の処理には、セメントの凝固反応の阻害による充填率の低下等の課題があった。これまで本研究では、廃液中のリンを固化体骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目し、模擬廃液を用いた溶融ガラス化試験を行って、処理可能であることを示してきた[1, 2]。本報告では、この試験で得られた試料について、ガラス溶融炉を運転する上で重要な物性の一つである溶融ガラスの粘度を測定した結果を報告する。

## 2. 測定方法

Thermo Fisher Scientific 社製 HAAKE MARS III 粘度・粘弾性測定装置へ加熱用の電気炉を組み込んだものを用いた。アルミナ製の試料台に溶融ガラス化試験で得た試料を設置し、1200℃まで加熱して約 1 時間保持した上で粘度を測定した。その後、1100℃、1000℃に降温し、各温度で約 1 時間保持した後に測定した。

## 3. 結果・考察

1200℃の条件では 2.9Pa･s との値が得られたものの、1100℃、1000℃と温度を下げた際に粘度が極めて高くなった（数百～数千 Pa･s）。測定後の試料の外観観察を行ったところ、試料が黒色から濃茶色に変色しているとともに、XRD 分析にて $Al(PO_4)$等に起因する複数のピークが確認された（右図参照）。これは、初めの 1200℃の加熱で試料台から Al が溶出し、その後の降温の際に $Al(PO_4)$の形態で析出したため、試料の粘度が極めて高くなったものと考えられる。発表では、試料台からの Al の溶出を回避すべく設定した条件による結果等も合わせて報告する。

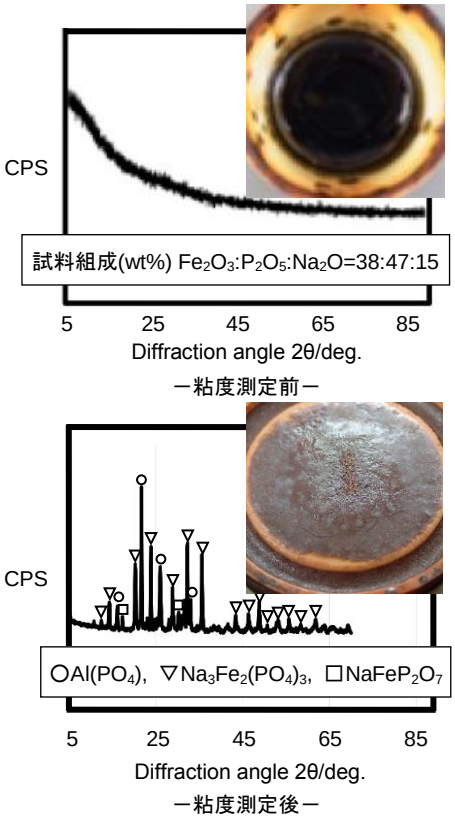



図　粘度測定前後の試料外観及び XRD 分析結果

### 参考文献

[1] 石井他, 2015 年秋の年会 F52　　[2] 石井他, 2016 年春の年会 3I07

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

*Fuminori Sato[1], Kenji Ishii[2], Junji Kojima[1], Tsuyoshi Arai[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Shibaura Institute of Technology

# 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
# (28)模擬使用済イオン交換樹脂の溶融ガラス化の検討

Basic Research Programs for the Next Generation Vitrification Technology
(28) Study of fused glass solidification for low level radioactive ion exchange resin

*池田 弘一[1], 宇佐見 剛[1], 塚田 毅志[1], 古川 静枝[1]
[1](一財)電力中央研究所

低レベル放射性廃棄物の溶融ガラス化技術の検討の一環として、使用済みの状態を模擬したイオン交換樹脂にガラスマトリックスを添加した試料を対象として、当所のプラズマ溶融炉による溶融ガラス化試験を実施し、溶融ガラス化できることを確認した。

キーワード：低レベル放射性廃棄物、プラズマ、溶融、ガラス、イオン交換樹脂

**１．緒言**　低レベル放射性廃棄物の溶融ガラス化技術は、今後の廃止措置等に伴い発生する比較的放射能レベルの高い低レベル放射性廃棄物等に対する安定化・減容化に有効と考えられる。本報告は、使用済みの状態を模擬したイオン交換樹脂を対象とする当所のプラズマ溶融炉による溶融ガラス化の概要を紹介する。

**２．方法**　使用済イオン交換樹脂を模擬するため、コールドトレーサーを吸着させた含水率 30%弱のイオン交換樹脂（強酸性陽イオン：強塩基性陰イオン＝2.5：1）を作製した。これを内径 230mm の黒鉛坩堝内で予めガラスマトリックスを溶融した溶湯に逐次投入し、空気雰囲気でプラズマ溶融を行った。ガラスマトリックスの成分組成は、$Na_2O$ と $SiO_2$ の 2 成分のガラスカレットの場合と、1170℃の融点になるように $Al_2O_3$、$SiO_2$、CaO のそれぞれの粒状の無機物を混合した場合の 2 種類とした。トレーサーは、原子力発電所等の調査を参考に、放射性核種の Fe、Cr、Ni、Co、Cu、Zn、Mn、Cs および Sr を模擬した非放射性のそれらで、それらの総重量がイオン交換樹脂の重量（乾燥時）の約 4wt%相当になるようにイオン交換樹脂に吸着させた。坩堝に耐火蓋を被せてイオン交換樹脂を熱分解・燃焼させる空間を設け、溶融試料を 30kW 未満の加熱出力で全量溶融した。実験終了後に、坩堝内で自然冷却した溶融固化体を分析した。

**３．結果**　作製した 2 種類の溶融固化体は、X線回折による特異なスペクトルが認められず、ガラス化していることが確認された。併せて、$Al_2O_3$-$SiO_2$-CaO のガラスマトリックスでは金属が析出していたことから、$SiO_2$-$Na_2O$ のガラスマトリックスの方が、放射性核種の金属を取り込みやすいことが示唆された。

環境省告示第 16 号に準拠した浸出試験の結果から算出した浸出率（溶融固化体の元素重量に対する、所定の浸出期間が終了した浸出液に含まれる元素重量の割合）は、$SiO_2$-$Na_2O$ のガラスマトリックスでは大きく、振とう後の静置時間の経過とともに増加した（図 1）。一方、$Al_2O_3$-$SiO_2$-CaO のガラスマトリックスでの浸出率は小さく、振とう後の静置時間の経過による違いがほとんど認められなかった（図 2）。以上より、$Al_2O_3$-$SiO_2$-CaO のガラスマトリックスの方が、放射性核種の金属を閉じ込めやすいことが示唆された。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

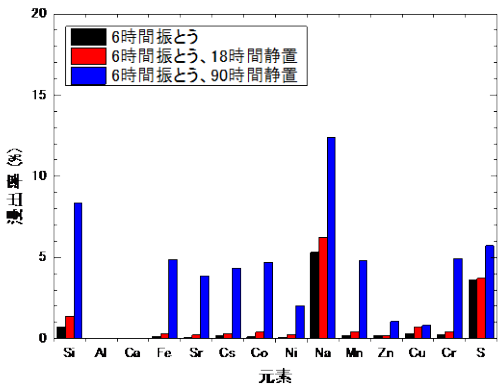



図 1 $SiO_2$-$Na_2O$ のガラスマトリックスの浸出率

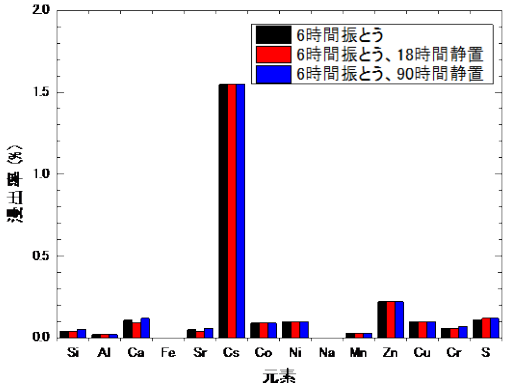



図 2 $Al_2O_3$-$SiO_2$-CaO のガラスマトリックスの浸出率

* Kouichi Ikeda[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1] and Shizue Furukawa[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry(CRIEPI)

# 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
# （29）V 添加により高充填化したホウケイ酸ガラスの構造設計

Basic research programs for the next generation vitrification technology

(29) Structural design of V additive borosilicate glass

*川島英典[1]，橋本拓[1]，柿原敏明[1]，福井寿樹[1]

[1]株式会社 IHI

V 添加により廃棄物を高充填化したホウケイ酸ガラスの構造設計について検討した。主としてアルカリ金属類(Na,Li)に着目し，核磁気共鳴法等により構造解析を行った。その結果，アルカリ金属類の電荷補償機構がガラス構造に寄与することが分かった。また，アルカリ金属類をパラメータとしたV添加ガラスの高温物性を取得した。

**キーワード：**ガラス固化，高レベル廃液，ガラス構造

## 1. 緒言

再処理施設で発生するガラス固化体の本数を 2～3 割程度低減させるために，放射性廃棄物成分をより多く充填できる高充填ガラスの開発を検討している。高充填化する際に考慮すべき事象として，ガラスへの溶解度が低い Mo 酸塩が析出・分相し，ガラス固化体の均質性や安定性が悪化することである。これまでの開発において，V を添加したガラスでは，Mo 溶解性を向上させ，高充填化が可能な知見が得られている[1]。本研究では，V を添加したガラス構造の変化をアルカリ金属類に着目し，高充填に適するガラス組成について調査を行った。

## 2. 試験

ガラス中に含まれるアルカリ金属類の割合(Na+Li)/(Si+B+Al+V)および比(Na/Li)をパラメータとした模擬放射性廃棄物成分を含むガラスを調製し，ガラス化可能な組成範囲を X 線回折(XRD)等により調査した。また, ガラス構造を検討する際には, 固体核磁気共鳴法(NMR), 蛍光 X 線分析, X 線吸収微細構造法(EXAFS)を用いて評価し、V を添加したガラス組成の最適化検討をおこなった。

## 3. 結果および考察

(Na+Li)/(Si+B+Al+V) については 0.22～0.26(mol/mol)，(Na/Li) については，1.2~1.6(mol/mol)とすることで， Mo 酸塩の析出・分相を抑制し，高充填化できることが分かった。これは，ガラス骨材成分である Si，B に対するアルカリ金属類の電荷補償による構造変化に大きく寄与すると考えられた。Mo 酸塩は，主として Na 化合物であるため，Na を取り込みやすいガラス構造(Si：Na 存在下で解重合しやすい状態、B：Na 存在下で 4 配位となりすい状態)(図 1)とすることで，Mo 酸塩の析出・分相を抑制していることが分かった。

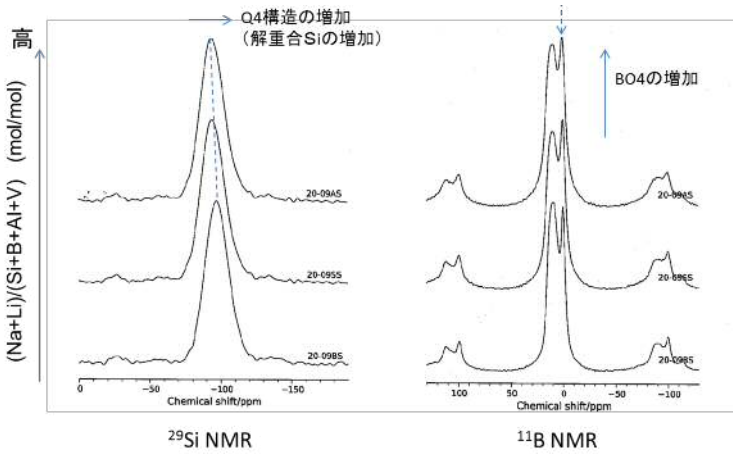



図 1　ガラス構造に及ぼすアルカリ元素の影響(NMR)

### 参考文献

[1] 大窪他，日本原子力学会秋の大会 2015，F47

Takahiro Okubo[1], Yashuhiko Iwadate[1], Takanori Suzuki[2], Norimasa Umesaki[2], Toshihiro Tanaka[2], Toshiaki Kakihara[3], Taku Hashimoto[3]　[1]Chiba Univ. [2]Osaka Univ. [3]IHI corporation

謝辞：本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

# 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
# （30）廃棄物含有鉄リン酸ガラスの作製及び物性評価

Basic research programs for the next generation vitrification technology
(30) Characterization of iron phosphate glass containing high-level waste simulant

*小林秀和[1], 永井崇之[1], 岡本芳浩[1], 捧賢一[1], 天本一平[1,2], 武部博倫[2], 中村洋貴[3], 三田村直樹[3], 都築達也[3]
[1]原子力機構, [2]愛媛大学, [3]セントラル硝子㈱

高レベル廃液ガラス固化の代替マトリックス調査として、模擬廃液を鉄リン酸ガラスで溶融固化する試験を実施し、約1000°Cで均一なガラス融体が生成すること、廃棄物ガラス試料の化学的耐久性は良好であること等を明らかにした。

**キーワード**：ガラス固化，鉄リン酸ガラス，高レベル廃液，化学的耐久性

## 1. 緒言

高レベル廃液ガラス固化の高度化として、現行ホウケイ酸ガラス（BS ガラス）の組成改良による高充填マトリックスの開発とともに、代替マトリックスの適用性調査を進めている。代替マトリックスは、鉄リン酸ガラス（IP ガラス）に着目し、これまでに、廃液成分を粉末試薬で簡易的に模擬した試験により、同成分を IP ガラスに固定化できる見込みを得た[1]。本報では、実プロセスでの処理を想定し、IP ガラスフリットと高レベル廃液組成を模擬した非放射性廃液（模擬廃液；Na, Mo, Zr, Nd 等の約 30 成分が溶解した硝酸水溶液）を用いて、ガラス融体が生成するまでの加熱時の挙動、廃棄物ガラス試料の化学的耐久性等を評価した。放射光 XAFS による局所構造解析結果は次報(31)で述べる。

## 2. 試験

加熱過程でのガラス溶融挙動を TG/DTA 及びホットサーモカップル装置[2]により調べた。本結果を踏まえ、以後の廃棄物ガラス試料の作製温度を 1150°C に決定した。IP ガラスフリットと模擬廃液の混合比率（廃棄物含有率）をパラメータとし、これら混合物を装荷したアルミナルツボを電気炉内にて 1150°C で 2 h 溶融した後、黒鉛ルツボに流し込み、徐冷固化した。得られた廃棄物ガラス試料は、XRD 測定及び SEM/EDS 分析によりガラス化状態、MCC-1 準拠静的浸出試験により化学的耐久性を評価した。

## 3. 結果・考察

加熱時の挙動を図 1 及び図 2 に示す。模擬廃液単体では、昇温に伴い遷移金属、希土類、アルカリ、アルカリ土類硝酸塩の熱分解が約 900°C まで逐次進行すると推定される。一方、IP ガラスが共存すると、主な熱分解反応は約 500°C までにほぼ終了し、約 1000°C 以上では均一なガラス融体が生成することが分かった。廃棄物含有率をパラメータに作製した試料のガラス化状態を評価した結果、白金族化合物（$RuO_2$, Pd 合金）の析出が認められた。廃棄物充填率 15 wt%以上では、これらに加え $ZrP_2O_7$、$REPO_4$（RE:希土類元素）等の非水溶性リン酸塩結晶も認められた。なお、BS ガラスの場合に相分離しやすいイエローフェーズ（$Na_2MoO_4$ 等）等の水溶性化合物は確認されなかった。各元素の規格化浸出率は $10^{-5}$～$10^{-4}$ kg/m$^2$/d であり、BS ガラスの $10^{-4}$ kg/m$^2$/d より低く、良好な化学的耐久性を示した。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

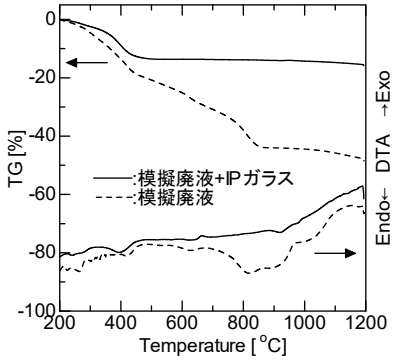



図 1 TG/DTA の測定結果

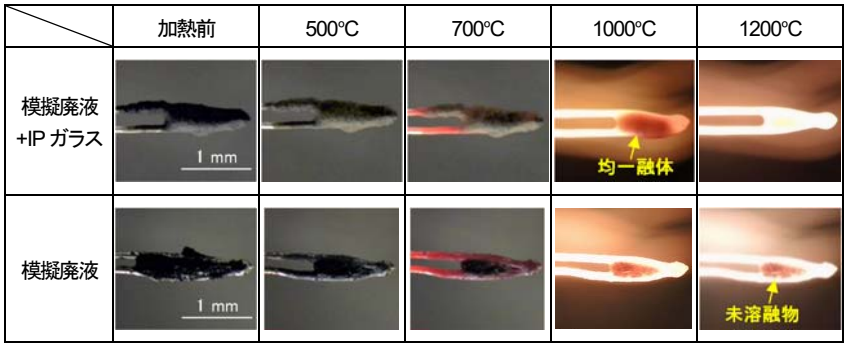



図 2 ホットサーモカップル装置による加熱時の挙動観察結果

**参考文献**

[1] 小林ほか, 原子力学会 2015 秋の大会, F50.
[2] 太田ほか, 日本金属学会会報, 第 19 巻, 第 4 号 (1990).

*Hidekazu Kobayashi[1], Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Kennichi Sasage[1], Ippei Amamoto[1,2], Hiromichi Takebe[2], Hiroki Nakamura[3], Naoki Mitamura[3], Tatsuya Tsuzuki[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ehime University, [3]Central Glass Co., Ltd.

# 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
# （31）廃棄物含有鉄リン酸ガラスの放射光 XAFS による局所構造解析

Basic research programs for the next generation vitrification technology
(31) Local structure analysis of iron phosphate glass containing high-level waste simulant using synchrotron radiation based XAFS

*岡本 芳浩[1]，塩飽 秀啓[1]，永井 崇之[1]，小林 秀和[1]，捧 賢一[1]，畠山 清司[2]
[1]原子力機構，[2](株)E&E テクノサービス

高レベル廃液組成を模擬した廃液成分を含有した鉄リン酸ガラスにおける、FP 元素の局所構造および化学状態について、放射光 XAFS を用いて調べた。IP ガラスフリットの組成および廃液成分の含有率による、各元素の局所構造の変化について、XAFS データの解析から評価した。

**キーワード：**ガラス固化、鉄リン酸ガラス、XAFS、放射光

## 1. 緒言

高レベル廃液ガラス固化の高度化の一環として、現行のホウケイ酸ガラス（BS ガラス）の代替マトリックスの適応性調査を進めており、鉄リン酸ガラス（IP ガラス）に着目している。我々は、鉄リン酸ガラスに、高レベル廃液組成を模擬した廃液（模擬廃液）を含有させた試験試料について、様々な挙動や性質を調べている（前報の(30)）。本報では、それらの試料について、放射光 XAFS 分析を行い、ガラス中における FP 元素の局所構造および化学状態を評価した。

## 2. 試験

放射光 XAFS 分析試料は、前報(30)の試験試料と共通で、IP ガラスフリットと模擬廃液の混合物（ガラス重量：200 g）を電気炉内で 1150°C で 2 h 溶融した後、黒鉛ルツボに流し込み、徐冷固化したものを、厚さ 0.5mm および 1.0mm の板状に切り出して使用した。放射光 XAFS 実験は、高エネルギー加速器研究機構放射光実験施設の BL-27B および大型放射光施設 SPring-8 の BL11XU において、透過法および蛍光法のレイアウトを用いて実施した。測定対象元素は、Fe、Zr、Mo、Ru、Rh、Pd、Ce とし、吸収端のエネルギーにより２つのビームラインを使い分けた。また、いくつかの試料と元素については、位置分解能を備えたイメージング XAFS 分析[1]測定を実施した。

## 3. 結果・考察

ガラス中に含まれる廃液由来の Zr、Mo 及び Ru の EXAFS 関数をフーリエ変換して得られた動径構造関数を図 1 に示す。Zr については、Zr-O 相関に相当する第 1 ピークがほとんど変化していないことから、Zr 周りの局所構造が廃棄物含有率に影響されないことを示している。Mo では、Mo-O 相関に相当する第 1 ピーク以降に目立ったピークは観察されなかったことから、Mo がガラス相に溶解していることを示唆している。Ru については、30FeP-5W では、Ru-O 相関以外にピークが認められないこと、XRD 及び SEM/EDS 分析の結果ともあわせて、Ru がガラス相に溶解している可能性がある。ただし、廃棄物含有率が高くなると溶解度を超えた Ru が、$RuO_2$ として析出したとみられる。

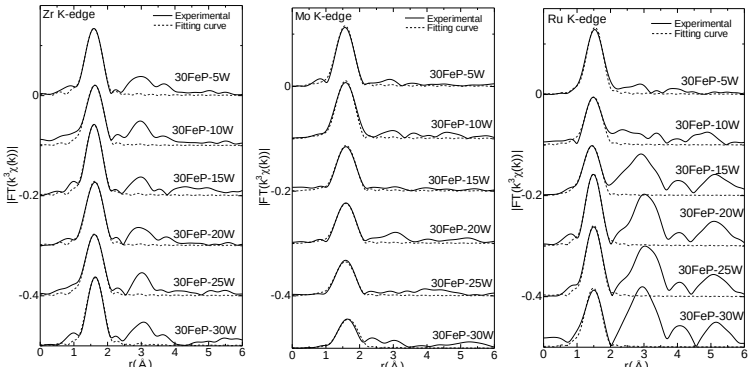



**図１　廃棄物を含有させた鉄リン酸ガラス試料の Zr、Mo 及び Ru の K 吸収端 EXAFS による動径構造関数|FT(k³χ(k))|**

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。本研究における放射光実験は、大型放射光施設 SPring-8 利用実験課題 2015B3504 および 2016A3504、高エネルギー加速器研究機構（KEK）放射光実験施設（PF）共同利用実験課題 2016G064 によって行われた。

**参考文献**

[1] 岡本ほか、原子力学会 2016 春の大会、1G14

*Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Kenichi Sasage[1] and Kiyoshi Hatakeyama[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]E&E Techno Service Co. Ltd.

# 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
## (32)高レベル廃棄物吸着ガラスの吸着性能向上に向けた検討

Basic research programs for the next generation vitrification technology
(32) Improvement in the adsorption capacity for MA

*渡部　創，小藤博英，竹内正行
原子力機構

CMPO 吸着材における MA の吸着容量を増大させることを目的とし、CMPO 吸着材に優先的に吸着される Mo 及び Zr を予め高レベル放射性廃液（HLLW）から除染するため、HDEHP 吸着材を用いた Mo, Zr の除染試験を実施した。HDEHP 吸着材を用いることで、高酸濃度の HLLW から選択的に Mo, Zr を吸着除染出来ることが明らかになった。カラムの繰り返し利用のためには Mo, Zr の溶離が必要になるが、Zr の溶離が困難であることが明らかになった。今後、Zr の溶離率を向上させるためのフロー等の改良が課題である。

**キーワード：**再処理，マイナーアクチニド，吸着材，HDEHP

**1. 緒言**　次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業では、将来に向けたガラス固化技術の高度化並びに放射性廃棄物の減容化・有害度低減に貢献するため、吸着ガラスの開発に取り組んでいる。その技術候補の一つとして、抽出クロマトグラフィ技術で用いる含浸吸着材の適用性について検討を進めている。本吸着材は多孔質シリカ粒子にポリマーを被覆し、抽出剤を含浸させたものであり、吸着材構成物質であるシリカを直接、ガラス材料として利用することが特徴である。これまでの研究で、CMPO を含浸させた吸着材を吸着ガラスとして利用する場合、MA 吸着において HLLW 中の Mo, Zr が優先的に吸着するため、予め Mo, Zr を除染することにより吸着ガラスの MA 保持容量向上が期待できることを明らかとした[1]。本研究では、高酸濃度の硝酸溶液から選択的に Mo, Zr を抽出することが可能である HDEHP 抽出剤に着目し[2]、HDEHP 含浸吸着材の Mo, Zr 除染工程への適用性について検討するため、模擬 HLLW を対象とした吸着・溶離試験を実施した。合わせて、貯槽等の腐食生成物として混入が予想される Fe の挙動も調査した。

**2. 実験**　多孔質シリカ粒子にポリマーを被覆した $SiO_2$-P に、HDEHP を含浸させた HDEHP/$SiO_2$-P 吸着材を調製した。吸着バッチ試験として、吸着材 1 g と模擬 HLLW（[$HNO_3$] = 2 M, Mo, Zr, 希土類、白金族等を含む）20 mL とを混合し、3 時間振とうした。吸着材を回収した後、$H_2O_2$ 溶液またはシュウ酸溶液と接触させて溶離を試みた。溶液中における金属イオン濃度から、各イオンの吸着・溶離挙動を調査した。さらに、上記模擬 HLLW を対象としたカラム分離試験を実施し、本吸着材のカラム処理への適用性について評価した。

**3. 結果および考察**　吸着バッチ試験の結果、模擬 HLLW 中に含まれる金属イオンの内、Zr、Mo、Fe の分配係数 $K_d$ はそれぞれ $6\times10^3$, 12, 8 であったが、それ以外の元素についてはほぼ 0 であったことから、Zr、Mo、Fe 以外の元素は高酸濃度の硝酸溶液から HDEHP/$SiO_2$-P にほとんど吸着されないことがわかった。溶離試験では、Zr 及び Fe は $H_2O_2$ によっては溶離されなかったが、$H_2O_2$ 濃度及び振とう時間の増加に伴って Mo の溶離率が向上した。シュウ酸を用いた場合、Zr, Mo, Fe の全てについて吸着量の約 80-90%が溶離されることが明らかになった。いずれもシュウ酸濃度の増加と共に溶離率が向上したため、シュウ酸との錯形成による逆抽出反応によるものと推察される。

ここで得られた結果を基に、カラム試験条件を設定し、HDEHP/$SiO_2$-P を充填したカラムに模擬 HLLW、$H_2O_2$ 溶液、シュウ酸溶液の順で通液した(図 1 参照)。吸着バッチ試験において HDEHP/$SiO_2$-P への吸着が認められなかった Mo、Zr、Fe 以外の元素は、カラムへの吸着、蓄積はなかった。Mo 等はフィード液の通液と共にカラムに吸着し、吸着容量を超えた分が破過した。吸着したものは $H_2O_2$ およびシュウ酸溶液の通液によってほぼ全量が溶離した。Fe も Mo とほぼ同様の傾向を示した。Zr は吸着した量の 80 %が溶離したが、一部がカラム中に残留した。カラムの繰り返し利用を考慮すると、今後 Zr の溶離率を向上させるための溶離液や通液条件等の改良が必要である。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果を含む。

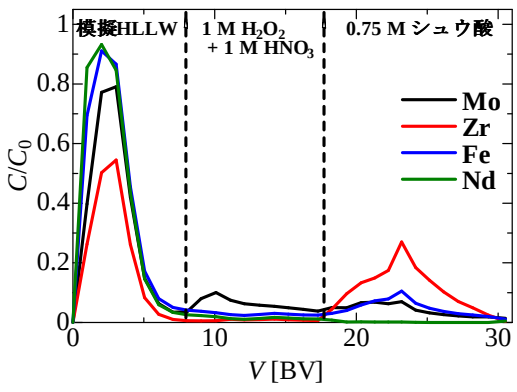



図 1　カラム溶離曲線

**参考文献**

[1] 渡部　他、日本原子力学会「2015 年秋の大会」
[2] 森田　他、JAEA-Research 2012-031 (2012).

*Sou Watanabe, Hirohide Kofuji and Masayuki Takeuchi
Japan Atomic Energy Agency

# 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
# （33）白金族元素がイエローフェーズ形成に及ぼす影響確認試験

Basic research programs for the next generation vitrification technology

(33) Effect of noble metal elements on Yellow Phase generation

*塚田 毅志[1]，宇留賀 和義[1]，宇佐見 剛[1]

[1](一財)電力中央研究所

これまでに、白金族元素がイエローフェーズ(YP)の形成に影響を与えている可能性が示されている。そこで、厳密に白金族の有無のみが異なる 2 種類の模擬廃液を用意し、小型ガラス溶融炉による確認試験を実施した。これまでと同様な結果が得られ、白金族元素が YP 発生量に影響していることを確認できた。

**キーワード：ガラス固化，イエローフェーズ，白金族元素，モリブデン酸塩，小型溶融炉**

## 1. 緒言

これまでの試験[1]で用いた廃液は、白金族の有無以外にも Zr 濃度や酸濃度、さらに溶融炉への投入電力等も試験ごとに異なるなど、複数の要因が異なっていた。そこで本試験では、厳密に白金族の有無のみの影響を確認することとした。ジュール加熱型の小型溶融炉(ガラス溶融部：縦 15×横 15×深さ 20 cm)を用い、六ヶ所再処理工場と同様に、溶融ガラス上に廃液およびガラスビーズを連続供給しガラス固化体を製造する試験を行った。白金族の有無のみが異なる 2 種類の模擬廃液を用意し、その他の条件は同一とした試験を実施し、流下ガラス、吸引ガラス、および、仮焼層サンプルの分析から YP 発生量を評価した。

## 2. 試験

白金族元素(Ru、Rh、Pd)を合計約 10g/L(酸化物換算)含む模擬廃液(白金族あり)に対し、白金族元素を含まないが、他の元素の濃度を同一とするために、Fe、Co、Ni の濃度を調整した模擬廃液(白金族なし)を用意した。廃棄物充填率(Na 含む)を 35 wt%とするため、どちらの模擬廃液に対しても、廃液供給量 0.648L/h、および、ガラスビーズ供給量 141g/h で運転を行った。電気出力は 4.8kW 一定とし、一日、約 7.2 時間の運転により約 1.5kg のガラスを製造し、その日に製造した分のガラスを金属ポットへ流下した。一日の試験の終了直前に、仮焼層と溶融ガラスのサンプリングを行った。はじめに、白金族を含まない廃液を用いた試験を 4 日間連続で行い、その後、白金族を含む廃液の試験を同様に 4 日間連続で行った。各試験で得られた流下ガラス(約 50g)、および溶融ガラスサンプル(全量)を粉砕し、水に浸漬することで固化体中の YP 含有量を定量した。さらに、仮焼層サンプルの断面の元素分布を SEM-EPMA により分析した。

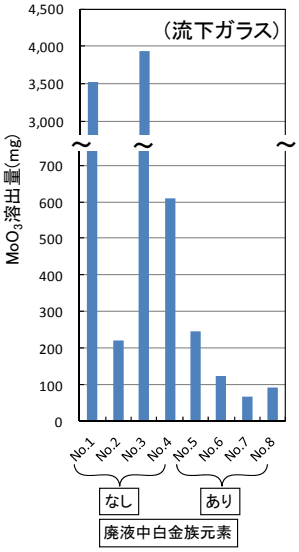



図1 Mo溶出量の比較

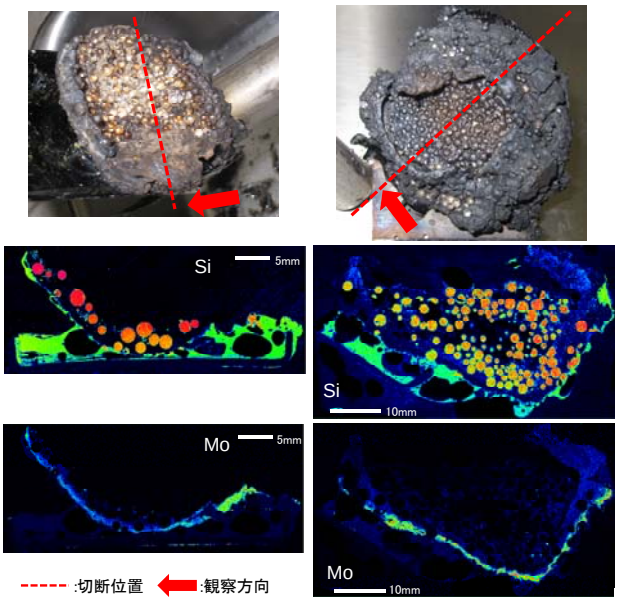



図2 仮焼層断面のSiとMoの分布（左:白金族なし、右:白金族あり）

## 3. 結果・考察

製造したガラスの組成分析の結果から、白金族なし(流下:33.4～34.0wt%)と白金族あり(同:35.9～37.8wt%)のどちらも所定の廃棄物量を含むガラスが製造できたことを確認した。流下ガラス粉末を水に浸漬した際の Mo 浸出量(ガラス 1.5kg あたりに換算)を図 1 に示す。ばらつきはあるものの、これまでの傾向と同様に、白金族を含まない廃液試験に対して、白金族を含む場合には、水溶性 Mo の溶出量は小さくなる傾向となった。今回は、廃液中の白金族元素(Fe、Co、Ni も)濃度以外は、ほぼ同一の条件で試験を行っていることから、白金族元素が存在することで YP 発生を抑制していることが確認できた。図 2 に仮焼層断面の観察結果を示す。Mo はガラス溶融界面に蓄積しており、白金族なし廃液の仮焼層は薄く Mo 蓄積量が少ないことが分かる。仮焼層の形態の違いにより Mo の溶け込み方が異なり YP 発生量に影響している可能性がある。

## 参考文献

[1] 塚田他，日本原子力学会秋の大会 2015，F47

* Takeshi Tsukada[1], Kazuyoshi Uruga[1] and Tsuyoshi Usami[1,]

[1] Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術 基盤研究事業」の一部である。

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 2

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E
Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [PL1E] Essential characteristics for challenging light water reactors in conformity with social needs and preference

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

### [PL1E01] Background and objectives

*Akio Yamamoto[1] (1.Nagoya Univ.)

### [PL1E02] Social needs and fundamental requirements

*Takafumi Narukawa[1] (1.JAEA)

### [PL1E03] Technical issues and discussions

*Norio Sakai[1] (1.Toshiba Corp.)

総合講演・報告 2「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会

# 社会と共存する魅力的な軽水炉が有するべき特性

Essential characteristics for challenging light water reactors in conformity with social needs and preference

*山本 章夫[1], *成川 隆文[2], *堺 紀夫[3]

[1]名古屋大学, [2]原子力機構, [3]東芝

## 1. 検討の背景と目的

### 1-1. 検討の背景と目的

平成 26 年 12 月に設立された「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会は、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）、並びに 2015 年に策定されたエネルギー基本計画及び軽水炉安全技術・人材ロードマップ等を踏まえ、エネルギー政策の基本視点である 3E+S（エネルギー安定供給、経済性、環境適合性＋安全性）と調和する軽水炉の在り方（軽水炉が備えるべき社会的受容性及び技術的特性）に関する調査・研究を実施し、軽水炉の設計を基本に立ち返って考え、さらに若年世代あるいは他学術・技術分野の研究者・技術者や学生が挑戦に値する魅力的な展望を描くことを目的としている。

本セッションでは、本委員会の概要に加え、これまでに検討してきた社会的受容性とそれから展開される基本要件、及び技術的論点と検討経緯について報告する。

### 1-2. 検討の前提条件

(1) 本委員会の役割

今までの軽水炉は技術シーズや事業者のニーズを起点にフォアキャストで技術開発がなされてきたため、成熟された技術だといわれる一方、局所最適に陥っている可能性があると考えられる。また、社会と共存する軽水炉の開発にあたっては、社会受容性を付加価値として考えるのではなく、具体的な開発の初期から社会の多様な声を直接聞くこと（Upstream engagement）が重要であると考える。従って、既存技術や安全性向上策の延長としての議論ではなく、若い人に魅力のある研究分野の創出を念頭に、バックキャストの視点で魅力的な軽水炉像を描くことを本委員会の役割とした。

(2) 本委員会の議論の境界条件

本委員会の目的は社会と共存する魅力的な軽水炉プラントの在り方や技術要件の整理であり、それを達成するための設計及び仕様検討は議論の対象としないこととした。

(3) 軽水炉を対象とする理由

本委員会では、次の理由により、軽水炉を検討対象とした。

- 軽水炉は商用利用されてきた実績から、技術及び法制度の成熟度、並びに一般の認知度の点で優位であること。
- 2030 年までに 20～22%の電源構成を満たすこと、及び高速炉の導入が 2050 年代以降であること等の国の政策との整合性の観点から軽水炉が現実的な選択肢であること。
- 次世代炉の開発において 1F 事故の教訓を反映し、事故の当事国である我が国が安全性向上対策、防災対応をリードしていくことが重要であること。

*Akio Yamamoto[1], Takafumi Narukawa[2] and Norio Sakai[3]

[1]Nagoya Univ., [2]JAEA, [3]Toshiba

- 固有の安全性を有すること、産業基盤が整っていること等の面で、技術的優位性があること。

(4) 対象とする炉概念

第 3 世代炉プラス（GenIII$^{+}$）の次に導入される軽水炉として、GenIII$^{++}$相当の炉概念とした。

(5) 議論の対象とする時間軸の設定

導入スケジュールなどの時間軸は明示的に議論の対象としていない。

(6) 魅力的な軽水炉像の提案の仕方（アウトプットのあり方）

社会と共存する軽水炉の提案においては、結論の提示・説明ではなく、各ステークホルダーとの協働により共に作り上げるという意識が重要であることから、発電用軽水炉に係る様々なステークホルダーとの意見交換を行うこととした。また、当委員会のアウトプットは今後の議論の入力情報になると考えられるため、ある論点について複数の意見がある場合、それぞれの立場からの議論を提示することとした。

## 2. 社会的受容性とそれから展開される基本要件

### 2-1. 検討方針

本委員会では、「社会と共存する」軽水炉に求められる技術的特性を、社会のニーズを起点に、バックキャストの視点で検討することとした。この検討方針を踏まえ、社会科学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者との議論を通して、軽水炉が有するべき社会的受容性を検討している。

### 2-2. 軽水炉が有するべき社会的受容性

社会科学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者の各ステークホルダーとの議論を通して抽出された軽水炉が有するべき社会的受容性を表 1 に示す。軽水炉が有するべき社会受容性は、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の 8 つの価値判断基準のグループに分類された。

### 2-3. 社会的受容性から展開される基本要件

2-2.において提示された軽水炉が有するべき社会受容性から展開される基本要件を、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の 8 つの価値判断基準の各グループについて、以下の通り整理した。

(1) 安全性

- 長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除及び避難を含むサイト外対応を考慮したプラント設計により、個人の QOL（quality of life）を低下させない水準にリスクが抑制されていること。

(2) 環境適合性

- プラントのライフサイクルを考慮した設計がなされていること、気候変動リスクの低減に貢献できること。

(3) 経済性

- 他電源と比肩するコスト優位性を有していること。

(4) エネルギーセキュリティ

- 低コストかつ安定的な電力の大量供給が可能なこと。

(5) 核拡散抵抗性

- テロ対策、及び余剰 Pu の保障措置上のアドバンテージを有していること。

(6) 基準適合性

- 設計改善や設備の追加が容易に可能なこと、また、計画立案から運転開始までの期間が短いこと。

(7) リスク負担の公平性

- リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性が確保されていること。

(8) 運転性

- 定期検査及び計画外停止からの復帰リードタイムが短いこと。また、通常運転時の環境負荷及び定検時等の作業員被ばく量が低減されていること。

**3. 技術的論点と検討経緯**

**3-1. 対象とした技術的論点**

前節にあげた、各ステークホルダーからの視点における軽水炉が備えるべき社会的受容性の基本要件をふまえ、軽水炉がどのような技術的特性を備えるべきかについて、下記の論点ごとに委員会内にサブチームを編成し、検討を行っている。

(1) 安全原則、安全目標、性能目標：現在の安全原則はそのまま適用可能か。どのような安全目標、性能目標を考えるべきか。

(2) Practically Eliminated （PE）、Evacuation Free （EF）の解釈と考え方：PE, EF はどのように解釈し、適用すべきか。

(3) 深層防護：どのような深層防護の実装になるべきか。

(4) 物理障壁：物理障壁が有する役割や信頼性はどのように考えるべきか。

(5) Active/Passive 系の機器の最適化：Active 系、Passive 系の機器はどのように組み合わされるべきか。

(6) ライフサイクルを通じた統合設計：メンテナンス、継続的改善、廃棄物最小化など、ライフサイクルを通じた統合設計はどのようにあるべきか。

(7) 多数基・集中立地の考え方：多数基・集中立地のメリットとデメリット、あるべき姿とはどのようなものか。

(8) 経済性・エネルギー安全保障：経済性・エネルギー安全保障の観点ではどのような特徴が必要か。

(9) その他、必要な技術開発分野について

**3-2. 各技術的特性に対する検討状況**

これまでに開催した委員会においては、(1)「安全原則、安全目標、性能目標」～(5)「Active/Passive 系の機器の最適化」の 5 つの論点について、サブチームの検討結果に基づき議論した。これまでのところ、以下のような意見が出されている。残りの論点についても、委員会にて今後議論し、各論点において魅力的な軽水炉が備えるべき特性をとりまとめる予定である。

(1) 安全原則、安全目標、性能目標

- 安全原則は安全を達成するための基本的理念、安全目標はどの程度の安全を目指すのかという要求を具体化したものであり、原子力の社会的受容性を獲得するためには、安全原則を社会に見える形で明文化するとともに、安全目標は、社会的な議論を経て、政治、行政によって決定されたものであることが望ましい。また、安全目標は放射線に由来する健康影響だけでなく、社会的な影響に対するものも定められるべきである。
- 性能目標は原子力施設が安全目標に適合していることを判断する目安であり，事業者、プラントによって異なる目標を設定することがありうる。規制側において、既設炉と新設炉で異なる目標を設定している国があるが、わが国でも同様の考え方を採用すべきかどうかについては、立地地域の公平性の観点から慎重な検討を要する。個別の目標を定めるとしても、原子炉ごとか、使用済み燃料プールを含めたサイトレベルでの目標を定めるかという検討が必要となる。

- 具体的性能目標としては、従来、炉心損傷頻度（CDF）や格納容器機能喪失頻度（CFF）等が用いられてきたが、これらの目標以外に指標は必要ないか、数値をどの程度低くすべきか、条件付確率等、性能目標間の関係を明確にして目標を定めるべきか、について議論があった。

(2) Practically Eliminated （PE）、Evacuation Free （EF）の解釈と考え方

- 第 4 世代原子炉におけるもともとの考え方では、PE はシビアアクシデント（SA）を起こさないための設計要求であり、EF は格納容器に対する要求に対応する。一方、炉心損傷、格納容器破損、放射性物質大量放出等のうち、何が PE の対象になるべきかについては、設計の考え方に依存するとの指摘がある。また、PE の達成はプラント設計のみで対応すべきものか、アクシデントマネジメント（AM）を含めて考えるべきかについても議論がある。
- 一般向けの安全目標と、設計者、専門家向けである性能目標とのギャップを埋める定性的な目標として PE、EF という概念は有効と考えられる。ただし、PE、EF を達成すれば、SA をスクリーンアウトできる、サイト外対応が不要となるという認識を社会に与える可能性があるという指摘もあった。
- 物理的に起こりえないこと、あるいは極めて高い信頼性を以って排除できることが PE の定性的目標である一方、PE を満足する定量的指標（スペック）として、CDF や CFF 等の確率を採用する考え方がある。これについては、評価の不確かさの扱い方、生起確率×影響度の低減方法の妥当性（例えば、1F 事故のような事象に対し、生起確率だけを下げれば PE を達成したといえるかどうか）について、意見が分かれている。

(3) 深層防護

- 深層防護レベルの実装例として、表 2 に示す 7 つのレベルからなる素案に基づき議論した。安全目標における議論を踏まえると、深層防護においては公衆の有意な被ばくの回避、社会的リスクの最小化を性能要求に加えることが必要と考えられる。
- このうち、「ハザードの最小化」については、どこまでハザードを低減すべきか、その基準が明確でないとの指摘がある。また、原子力の社会的リスクについては、原子力以外の他の社会的リスクとの比較をどのように行っていくかについて掘り下げが必要である。
- 社会に受け入れられる軽水炉を設計する観点から、立地選定からプラント設計まで一貫した深層防護の実装が必要との意見と、軽水炉が目指すべき姿として、立地フリーの炉であるべきではとの意見があった。

(4) 物理障壁

- 「放射性物質閉じ込めのための物理障壁」と「外的事象の荷重の効果を緩和するための物理障壁」という観点で分類を行う必要があるのではとの指摘がある。例えば離隔距離は外的事象の影響緩和には大きな効果があると考えられる。従来、前者を想定している「障壁（バリア）」の概念を拡張した場合に、どのような定義ができるかを整理すべきである。
- 物理障壁が強固になりすぎると弊害があるとの指摘がある。例えば、1F 事故における水素爆発とブローアウトパネルの関係が挙げられる。原子炉隔離も、強化されすぎると外部からのアクセス、注水、ベント等に影響する可能性がある。状況に応じた障壁の役割を検討すべきである。

(5) Active/Passive 系の機器の最適化

- Passive 系機器は、機器の簡素化による経済性、メンテナンス性向上のメリットがある一方、Active 系のように実機スケールにおけるサーベランスによって信頼性データを取得することが難しく、事故時の動作における不確かさが大きいとの指摘がある。

- 一方、社会的受容性の観点からは、1F 事故の教訓から、外部動力を必要としない Passive 系の導入が安心感を与える側面があることに留意すべきである。
- 除熱すべき自らの崩壊熱を冷却系の駆動力とするような、自律的なプラントコンセプトが、グレースピリオドを確保する観点から重要と考えられる。

表 1 軽水炉が備えるべき社会的受容性に関する各ステークホルダーの意見

| 価値判断基準 | 社会科学者の視点 | 立地地域の視点 | 産業界の視点 | 原子力技術者の視点 |
|---|---|---|---|---|
| 安全性 | ・長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除<br>・ハザードの縮小<br>・パッシブセーフティ | ・サイト特性を踏まえたプラント設計<br>・避難対策の具体化<br>・既設炉を上回る信頼性<br>・二重格納容器、コアキャッチャー等の設置<br>・プラント情報の可視化(リスクモニタやプラント監視機能の整備) | ・安全性は開発のドライバーではなく必要(前提)条件 | ・他の社会リスクと比肩し得るリスク水準<br>・個々人の QOL を低下させない |
| 環境適合性 | ・SF(HLW)及び LLW(運転廃棄物、廃炉廃棄物)の処分時の優位性<br>・気候変動リスクの低減 | ・プラントのライフサイクルを考慮し廃棄物発生量とその処理を考慮したプラント設計 | | ・バックエンドを考慮したプラント設計<br>・直接処分オリエンティッドフュエル<br>・SA 後の廃止措置や汚染水対策を想定した SSC の設計 |
| 経済性 | ・他電源と比肩するコスト優位性<br>・将来的な国内人口減少による経済縮小を考慮したエネルギーシステム | ・立地地域の地場産業の活性化及び雇用創出 | ・他電源と比肩するコスト優位性 | ・ユーザが採用可能な経済性<br>・運転メンテナンスの観点でコスト最適化 |
| エネルギーセキュリティ | | | | ・低コストかつ安定的な電力の大量供給 |
| 核拡散抵抗性 | ・Pu 在庫問題への配慮の観点から、保障措置上のアドバンテージ<br>・テロ対策等セキュリティ上の配慮 | ・テロ対策 | | ・余剰 Pu の燃料利用 |
| 基準適合性(許認可制) | | ・新規制基準を所与とし最適化された設計 | ・将来の基準変更を考慮し、設計改善や設備の追加が容易に可能な概念<br>・設計認証制度、標準設計等による計画立案から運転開始までの期間の短縮 | |
| リスク負担の公平性 | ・大規模集中電源がもたらす地域間公平論への応答 | | | ・リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性の確保 |
| 運転性 | ・冷温停止までの時間と手順の短縮<br>・通常運転時の環境負荷の軽減<br>・定検・その他整備時の作業員の被ばく量低減を考慮した設計 | | ・Conventional な要素も含むインフラが未熟な新興国における運転も考慮した設計<br>・定期検査の短縮、計画外停止からの復帰リードタイムの短縮 | |
| (安心・信頼性・説明性)* | ・明快な技術及びロジックの採用<br>・安心や信頼の獲得につながる設計(例えばパッシブセーフティ) | | ・事業者が信頼されていること。 | ・明快な緊急時対応等、社会に理解されやすいプラント設計<br>・国民に分かりやすいリスク指標の使用<br>・他分野のリスク説明の取組との整合 |

*社会と共存する魅力的な軽水炉の在り方を考える上で評価軸となる定量化できる指標を考えることが重要との観点から、当該項目はこの他の項目を満足することによって実現するものと位置付ける。

表 2 深層防護の実装例

| 防護レベル | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 性能要求 | | ハザードの最小化 | 事故の発生の防止 | 炉心冷却可能形状の維持 | 放射性物質の原子炉容器内への閉じ込め | 放射性物質の格納容器内への閉じ込め | 社会的リスクの最小化 | 公衆の有意な被ばくの回避 |
| 防止策 | 設計 | ・外的事象由来のリスクの低い立地の選定 | 異常発生の防止 | DBAの防止 | 重大事故の防止 | 原子炉容器破損の防止 | 格納容器破損の防止 | 放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避 |
| | 管理 | | | | | | | |
| | 運転 | | | DBAの防止 | 重大事故の防止 | 原子炉容器破損の防止 | 格納容器破損の防止 | 放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避 |
| | 防災 | | | | | | | |
| 緩和策 | 設計 | 安全余裕を含む適正な設計 | 異常の段階で検知・収束 | 工学的安全施設による事故の収束 | 原子炉容器内において事故を収束 | 格納容器内において事故を収束 | 放射性物質の管理放出 | ・人間の生活圏からの離隔<br>・サイト外対応の実効性を高めるための設計対応 |
| | 管理 | | | | | | | |
| | 運転 | | | 工学的安全施設による事故の収束 | 原子炉容器内において事故を収束 | 格納容器内において事故を収束 | 放射性物質の管理放出 | サイト外対応の実効性を高めるためのサイト内措置 |
| | 防災 | | | | | | | サイト外対応 |
| 性能目標 | | ・ハザードの年超過確率<br>・安全余裕(ストレステストによる評価等) | SSCsの信頼度目標 | 炉心の冷却可能形状喪失頻度 | ・原子炉容器破損頻度<br>・重大事故の発生を所与とした時の原子炉容器破損確率(DEC対応の信頼度目標) | 格納容器破損頻度 | ・放射性物質の管理放出機能喪失頻度<br>・重大事故の発生を所与とした時の放射性物質の管理放出機能喪失確率 | 放射性物質の非管理放出に至るまでの時間余裕の目標値 |

総合講演・報告 2「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会

# 社会と共存する魅力的な軽水炉が有するべき特性

Essential characteristics for challenging light water reactors in conformity with social needs and preference

*山本 章夫[1], *成川 隆文[2], *堺 紀夫[3]

[1]名古屋大学, [2]原子力機構, [3]東芝

## 1. 検討の背景と目的

### 1-1. 検討の背景と目的

平成 26 年 12 月に設立された「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会は、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）、並びに 2015 年に策定されたエネルギー基本計画及び軽水炉安全技術・人材ロードマップ等を踏まえ、エネルギー政策の基本視点である 3E+S（エネルギー安定供給、経済性、環境適合性＋安全性）と調和する軽水炉の在り方（軽水炉が備えるべき社会的受容性及び技術的特性）に関する調査・研究を実施し、軽水炉の設計を基本に立ち返って考え、さらに若年世代あるいは他学術・技術分野の研究者・技術者や学生が挑戦に値する魅力的な展望を描くことを目的としている。

本セッションでは、本委員会の概要に加え、これまでに検討してきた社会的受容性とそれから展開される基本要件、及び技術的論点と検討経緯について報告する。

### 1-2. 検討の前提条件

(1) 本委員会の役割

今までの軽水炉は技術シーズや事業者のニーズを起点にフォアキャストで技術開発がなされてきたため、成熟された技術だといわれる一方、局所最適に陥っている可能性があると考えられる。また、社会と共存する軽水炉の開発にあたっては、社会受容性を付加価値として考えるのではなく、具体的な開発の初期から社会の多様な声を直接聞くこと（Upstream engagement）が重要であると考える。従って、既存技術や安全性向上策の延長としての議論ではなく、若い人に魅力のある研究分野の創出を念頭に、バックキャストの視点で魅力的な軽水炉像を描くことを本委員会の役割とした。

(2) 本委員会の議論の境界条件

本委員会の目的は社会と共存する魅力的な軽水炉プラントの在り方や技術要件の整理であり、それを達成するための設計及び仕様検討は議論の対象としないこととした。

(3) 軽水炉を対象とする理由

本委員会では、次の理由により、軽水炉を検討対象とした。

- 軽水炉は商用利用されてきた実績から、技術及び法制度の成熟度、並びに一般の認知度の点で優位であること。
- 2030 年までに 20～22%の電源構成を満たすこと、及び高速炉の導入が 2050 年代以降であること等の国の政策との整合性の観点から軽水炉が現実的な選択肢であること。
- 次世代炉の開発において 1F 事故の教訓を反映し、事故の当事国である我が国が安全性向上対策、防災対応をリードしていくことが重要であること。

*Akio Yamamoto[1], Takafumi Narukawa[2] and Norio Sakai[3]

[1]Nagoya Univ., [2]JAEA, [3]Toshiba

- 固有の安全性を有すること、産業基盤が整っていること等の面で、技術的優位性があること。

(4) 対象とする炉概念

第 3 世代炉プラス（GenIII$^{+}$）の次に導入される軽水炉として、GenIII$^{++}$相当の炉概念とした。

(5) 議論の対象とする時間軸の設定

導入スケジュールなどの時間軸は明示的に議論の対象としていない。

(6) 魅力的な軽水炉像の提案の仕方（アウトプットのあり方）

社会と共存する軽水炉の提案においては、結論の提示・説明ではなく、各ステークホルダーとの協働により共に作り上げるという意識が重要であることから、発電用軽水炉に係る様々なステークホルダーとの意見交換を行うこととした。また、当委員会のアウトプットは今後の議論の入力情報になると考えられるため、ある論点について複数の意見がある場合、それぞれの立場からの議論を提示することとした。

## 2. 社会的受容性とそれから展開される基本要件

### 2-1. 検討方針

本委員会では、「社会と共存する」軽水炉に求められる技術的特性を、社会のニーズを起点に、バックキャストの視点で検討することとした。この検討方針を踏まえ、社会科学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者との議論を通して、軽水炉が有するべき社会的受容性を検討している。

### 2-2. 軽水炉が有するべき社会的受容性

社会科学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者の各ステークホルダーとの議論を通して抽出された軽水炉が有するべき社会的受容性を表 1 に示す。軽水炉が有するべき社会受容性は、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の 8 つの価値判断基準のグループに分類された。

### 2-3. 社会的受容性から展開される基本要件

2-2.において提示された軽水炉が有するべき社会受容性から展開される基本要件を、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の 8 つの価値判断基準の各グループについて、以下の通り整理した。

(1) 安全性

- 長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除及び避難を含むサイト外対応を考慮したプラント設計により、個人の QOL（quality of life）を低下させない水準にリスクが抑制されていること。

(2) 環境適合性

- プラントのライフサイクルを考慮した設計がなされていること、気候変動リスクの低減に貢献できること。

(3) 経済性

- 他電源と比肩するコスト優位性を有していること。

(4) エネルギーセキュリティ

- 低コストかつ安定的な電力の大量供給が可能なこと。

(5) 核拡散抵抗性

- テロ対策、及び余剰 Pu の保障措置上のアドバンテージを有していること。

(6) 基準適合性

- 設計改善や設備の追加が容易に可能なこと、また、計画立案から運転開始までの期間が短いこと。

(7) リスク負担の公平性

- リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性が確保されていること。

(8) 運転性

- 定期検査及び計画外停止からの復帰リードタイムが短いこと。また、通常運転時の環境負荷及び定検時等の作業員被ばく量が低減されていること。

**3. 技術的論点と検討経緯**

**3-1. 対象とした技術的論点**

前節にあげた、各ステークホルダーからの視点における軽水炉が備えるべき社会的受容性の基本要件をふまえ、軽水炉がどのような技術的特性を備えるべきかについて、下記の論点ごとに委員会内にサブチームを編成し、検討を行っている。

(1) 安全原則、安全目標、性能目標：現在の安全原則はそのまま適用可能か。どのような安全目標、性能目標を考えるべきか。

(2) Practically Eliminated （PE）、Evacuation Free （EF）の解釈と考え方：PE, EF はどのように解釈し、適用すべきか。

(3) 深層防護：どのような深層防護の実装になるべきか。

(4) 物理障壁：物理障壁が有する役割や信頼性はどのように考えるべきか。

(5) Active/Passive 系の機器の最適化：Active 系、Passive 系の機器はどのように組み合わされるべきか。

(6) ライフサイクルを通じた統合設計：メンテナンス、継続的改善、廃棄物最小化など、ライフサイクルを通じた統合設計はどのようにあるべきか。

(7) 多数基・集中立地の考え方：多数基・集中立地のメリットとデメリット、あるべき姿とはどのようなものか。

(8) 経済性・エネルギー安全保障：経済性・エネルギー安全保障の観点ではどのような特徴が必要か。

(9) その他、必要な技術開発分野について

**3-2. 各技術的特性に対する検討状況**

これまでに開催した委員会においては、(1)「安全原則、安全目標、性能目標」～(5)「Active/Passive 系の機器の最適化」の 5 つの論点について、サブチームの検討結果に基づき議論した。これまでのところ、以下のような意見が出されている。残りの論点についても、委員会にて今後議論し、各論点において魅力的な軽水炉が備えるべき特性をとりまとめる予定である。

(1) 安全原則、安全目標、性能目標

- 安全原則は安全を達成するための基本的理念、安全目標はどの程度の安全を目指すのかという要求を具体化したものであり、原子力の社会的受容性を獲得するためには、安全原則を社会に見える形で明文化するとともに、安全目標は、社会的な議論を経て、政治、行政によって決定されたものであることが望ましい。また、安全目標は放射線に由来する健康影響だけでなく、社会的な影響に対するものも定められるべきである。
- 性能目標は原子力施設が安全目標に適合していることを判断する目安であり，事業者、プラントによって異なる目標を設定することがありうる。規制側において、既設炉と新設炉で異なる目標を設定している国があるが、わが国でも同様の考え方を採用すべきかどうかについては、立地地域の公平性の観点から慎重な検討を要する。個別の目標を定めるとしても、原子炉ごとか、使用済み燃料プールを含めたサイトレベルでの目標を定めるかという検討が必要となる。

- 具体的性能目標としては、従来、炉心損傷頻度（CDF）や格納容器機能喪失頻度（CFF）等が用いられてきたが、これらの目標以外に指標は必要ないか、数値をどの程度低くすべきか、条件付確率等、性能目標間の関係を明確にして目標を定めるべきか、について議論があった。

(2) Practically Eliminated （PE）、Evacuation Free （EF）の解釈と考え方

- 第 4 世代原子炉におけるもともとの考え方では、PE はシビアアクシデント（SA）を起こさないための設計要求であり、EF は格納容器に対する要求に対応する。一方、炉心損傷、格納容器破損、放射性物質大量放出等のうち、何が PE の対象になるべきかについては、設計の考え方に依存するとの指摘がある。また、PE の達成はプラント設計のみで対応すべきものか、アクシデントマネジメント（AM）を含めて考えるべきかについても議論がある。
- 一般向けの安全目標と、設計者、専門家向けである性能目標とのギャップを埋める定性的な目標として PE、EF という概念は有効と考えられる。ただし、PE、EF を達成すれば、SA をスクリーンアウトできる、サイト外対応が不要となるという認識を社会に与える可能性があるという指摘もあった。
- 物理的に起こりえないこと、あるいは極めて高い信頼性を以って排除できることが PE の定性的目標である一方、PE を満足する定量的指標（スペック）として、CDF や CFF 等の確率を採用する考え方がある。これについては、評価の不確かさの扱い方、生起確率×影響度の低減方法の妥当性（例えば、1F 事故のような事象に対し、生起確率だけを下げれば PE を達成したといえるかどうか）について、意見が分かれている。

(3) 深層防護

- 深層防護レベルの実装例として、表 2 に示す 7 つのレベルからなる素案に基づき議論した。安全目標における議論を踏まえると、深層防護においては公衆の有意な被ばくの回避、社会的リスクの最小化を性能要求に加えることが必要と考えられる。
- このうち、「ハザードの最小化」については、どこまでハザードを低減すべきか、その基準が明確でないとの指摘がある。また、原子力の社会的リスクについては、原子力以外の他の社会的リスクとの比較をどのように行っていくかについて掘り下げが必要である。
- 社会に受け入れられる軽水炉を設計する観点から、立地選定からプラント設計まで一貫した深層防護の実装が必要との意見と、軽水炉が目指すべき姿として、立地フリーの炉であるべきではとの意見があった。

(4) 物理障壁

- 「放射性物質閉じ込めのための物理障壁」と「外的事象の荷重の効果を緩和するための物理障壁」という観点で分類を行う必要があるのではとの指摘がある。例えば離隔距離は外的事象の影響緩和には大きな効果があると考えられる。従来、前者を想定している「障壁（バリア）」の概念を拡張した場合に、どのような定義ができるかを整理すべきである。
- 物理障壁が強固になりすぎると弊害があるとの指摘がある。例えば、1F 事故における水素爆発とブローアウトパネルの関係が挙げられる。原子炉隔離も、強化されすぎると外部からのアクセス、注水、ベント等に影響する可能性がある。状況に応じた障壁の役割を検討すべきである。

(5) Active/Passive 系の機器の最適化

- Passive 系機器は、機器の簡素化による経済性、メンテナンス性向上のメリットがある一方、Active 系のように実機スケールにおけるサーベランスによって信頼性データを取得することが難しく、事故時の動作における不確かさが大きいとの指摘がある。

- 一方、社会的受容性の観点からは、1F 事故の教訓から、外部動力を必要としない Passive 系の導入が安心感を与える側面があることに留意すべきである。
- 除熱すべき自らの崩壊熱を冷却系の駆動力とするような、自律的なプラントコンセプトが、グレースピリオドを確保する観点から重要と考えられる。

表 1 軽水炉が備えるべき社会的受容性に関する各ステークホルダーの意見

| 価値判断基準 | 社会科学者の視点 | 立地地域の視点 | 産業界の視点 | 原子力技術者の視点 |
|---|---|---|---|---|
| 安全性 | ・長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除<br>・ハザードの縮小<br>・パッシブセーフティ | ・サイト特性を踏まえたプラント設計<br>・避難対策の具体化<br>・既設炉を上回る信頼性<br>・二重格納容器、コアキャッチャー等の設置<br>・プラント情報の可視化(リスクモニタやプラント監視機能の整備) | ・安全性は開発のドライバーではなく必要(前提)条件 | ・他の社会リスクと比肩し得るリスク水準<br>・個々人の QOL を低下させない |
| 環境適合性 | ・SF(HLW)及び LLW(運転廃棄物、廃炉廃棄物)の処分時の優位性<br>・気候変動リスクの低減 | ・プラントのライフサイクルを考慮し廃棄物発生量とその処理を考慮したプラント設計 | | ・バックエンドを考慮したプラント設計<br>・直接処分オリエンティッドフュエル<br>・SA 後の廃止措置や汚染水対策を想定した SSC の設計 |
| 経済性 | ・他電源と比肩するコスト優位性<br>・将来的な国内人口減少による経済縮小を考慮したエネルギーシステム | ・立地地域の地場産業の活性化及び雇用創出 | ・他電源と比肩するコスト優位性 | ・ユーザが採用可能な経済性<br>・運転メンテナンスの観点でコスト最適化 |
| エネルギーセキュリティ | | | | ・低コストかつ安定的な電力の大量供給 |
| 核拡散抵抗性 | ・Pu 在庫問題への配慮の観点から、保障措置上のアドバンテージ<br>・テロ対策等セキュリティ上の配慮 | ・テロ対策 | | ・余剰 Pu の燃料利用 |
| 基準適合性(許認可制) | | ・新規制基準を所与とし最適化された設計 | ・将来の基準変更を考慮し、設計改善や設備の追加が容易に可能な概念<br>・設計認証制度、標準設計等による計画立案から運転開始までの期間の短縮 | |
| リスク負担の公平性 | ・大規模集中電源がもたらす地域間公平論への応答 | | | ・リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性の確保 |
| 運転性 | ・冷温停止までの時間と手順の短縮<br>・通常運転時の環境負荷の軽減<br>・定検・その他整備時の作業員の被ばく量低減を考慮した設計 | | ・Conventional な要素も含むインフラが未熟な新興国における運転も考慮した設計<br>・定期検査の短縮、計画外停止からの復帰リードタイムの短縮 | |
| (安心・信頼性・説明性)* | ・明快な技術及びロジックの採用<br>・安心や信頼の獲得につながる設計(例えばパッシブセーフティ) | | ・事業者が信頼されていること。 | ・明快な緊急時対応等、社会に理解されやすいプラント設計<br>・国民に分かりやすいリスク指標の使用<br>・他分野のリスク説明の取組との整合 |

*社会と共存する魅力的な軽水炉の在り方を考える上で評価軸となる定量化できる指標を考えることが重要との観点から、当該項目はこの他の項目を満足することによって実現するものと位置付ける。

表 2 深層防護の実装例

| 防護レベル | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 性能要求 | | ハザードの最小化 | 事故の発生の防止 | 炉心冷却可能形状の維持 | 放射性物質の原子炉容器内への閉じ込め | 放射性物質の格納容器内への閉じ込め | 社会的リスクの最小化 | 公衆の有意な被ばくの回避 |
| 防止策 | 設計 | ・外的事象由来のリスクの低い立地の選定 | 異常発生の防止 | DBAの防止 | 重大事故の防止 | 原子炉容器破損の防止 | 格納容器破損の防止 | 放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避 |
| | 管理 | | | | | | | |
| | 運転 | | | DBAの防止 | 重大事故の防止 | 原子炉容器破損の防止 | 格納容器破損の防止 | 放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避 |
| | 防災 | | | | | | | |
| 緩和策 | 設計 | 安全余裕を含む適正な設計 | 異常の段階で検知・収束 | 工学的安全施設による事故の収束 | 原子炉容器内において事故を収束 | 格納容器内において事故を収束 | 放射性物質の管理放出 | ・人間の生活圏からの離隔<br>・サイト外対応の実効性を高めるための設計対応 |
| | 管理 | | | | | | | |
| | 運転 | | | 工学的安全施設による事故の収束 | 原子炉容器内において事故を収束 | 格納容器内において事故を収束 | 放射性物質の管理放出 | サイト外対応の実効性を高めるためのサイト内措置 |
| | 防災 | | | | | | | サイト外対応 |
| 性能目標 | | ・ハザードの年超過確率<br>・安全余裕(ストレステストによる評価等) | SSCsの信頼度目標 | 炉心の冷却可能形状喪失頻度 | ・原子炉容器破損頻度<br>・重大事故の発生を所与とした時の原子炉容器破損確率(DEC対応の信頼度目標) | 格納容器破損頻度 | ・放射性物質の管理放出機能喪失頻度<br>・重大事故の発生を所与とした時の放射性物質の管理放出機能喪失確率 | 放射性物質の非管理放出に至るまでの時間余裕の目標値 |

総合講演・報告 2「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会

# 社会と共存する魅力的な軽水炉が有するべき特性

Essential characteristics for challenging light water reactors in conformity with social needs and preference

*山本 章夫[1], *成川 隆文[2], *堺 紀夫[3]

[1]名古屋大学, [2]原子力機構, [3]東芝

## 1. 検討の背景と目的

### 1-1. 検討の背景と目的

平成 26 年 12 月に設立された「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会は、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）、並びに 2015 年に策定されたエネルギー基本計画及び軽水炉安全技術・人材ロードマップ等を踏まえ、エネルギー政策の基本視点である 3E+S（エネルギー安定供給、経済性、環境適合性＋安全性）と調和する軽水炉の在り方（軽水炉が備えるべき社会的受容性及び技術的特性）に関する調査・研究を実施し、軽水炉の設計を基本に立ち返って考え、さらに若年世代あるいは他学術・技術分野の研究者・技術者や学生が挑戦に値する魅力的な展望を描くことを目的としている。

本セッションでは、本委員会の概要に加え、これまでに検討してきた社会的受容性とそれから展開される基本要件、及び技術的論点と検討経緯について報告する。

### 1-2. 検討の前提条件

(1) 本委員会の役割

今までの軽水炉は技術シーズや事業者のニーズを起点にフォアキャストで技術開発がなされてきたため、成熟された技術だといわれる一方、局所最適に陥っている可能性があると考えられる。また、社会と共存する軽水炉の開発にあたっては、社会受容性を付加価値として考えるのではなく、具体的な開発の初期から社会の多様な声を直接聞くこと（Upstream engagement）が重要であると考える。従って、既存技術や安全性向上策の延長としての議論ではなく、若い人に魅力のある研究分野の創出を念頭に、バックキャストの視点で魅力的な軽水炉像を描くことを本委員会の役割とした。

(2) 本委員会の議論の境界条件

本委員会の目的は社会と共存する魅力的な軽水炉プラントの在り方や技術要件の整理であり、それを達成するための設計及び仕様検討は議論の対象としないこととした。

(3) 軽水炉を対象とする理由

本委員会では、次の理由により、軽水炉を検討対象とした。

- 軽水炉は商用利用されてきた実績から、技術及び法制度の成熟度、並びに一般の認知度の点で優位であること。
- 2030 年までに 20～22%の電源構成を満たすこと、及び高速炉の導入が 2050 年代以降であること等の国の政策との整合性の観点から軽水炉が現実的な選択肢であること。
- 次世代炉の開発において 1F 事故の教訓を反映し、事故の当事国である我が国が安全性向上対策、防災対応をリードしていくことが重要であること。

*Akio Yamamoto[1], Takafumi Narukawa[2] and Norio Sakai[3]

[1]Nagoya Univ., [2]JAEA, [3]Toshiba

- 固有の安全性を有すること、産業基盤が整っていること等の面で、技術的優位性があること。

(4) 対象とする炉概念

第 3 世代炉プラス（GenIII$^{+}$）の次に導入される軽水炉として、GenIII$^{++}$相当の炉概念とした。

(5) 議論の対象とする時間軸の設定

導入スケジュールなどの時間軸は明示的に議論の対象としていない。

(6) 魅力的な軽水炉像の提案の仕方（アウトプットのあり方）

社会と共存する軽水炉の提案においては、結論の提示・説明ではなく、各ステークホルダーとの協働により共に作り上げるという意識が重要であることから、発電用軽水炉に係る様々なステークホルダーとの意見交換を行うこととした。また、当委員会のアウトプットは今後の議論の入力情報になると考えられるため、ある論点について複数の意見がある場合、それぞれの立場からの議論を提示することとした。

## 2. 社会的受容性とそれから展開される基本要件

### 2-1. 検討方針

本委員会では、「社会と共存する」軽水炉に求められる技術的特性を、社会のニーズを起点に、バックキャストの視点で検討することとした。この検討方針を踏まえ、社会科学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者との議論を通して、軽水炉が有するべき社会的受容性を検討している。

### 2-2. 軽水炉が有するべき社会的受容性

社会科学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者の各ステークホルダーとの議論を通して抽出された軽水炉が有するべき社会的受容性を表 1 に示す。軽水炉が有するべき社会受容性は、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の 8 つの価値判断基準のグループに分類された。

### 2-3. 社会的受容性から展開される基本要件

2-2.において提示された軽水炉が有するべき社会受容性から展開される基本要件を、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の 8 つの価値判断基準の各グループについて、以下の通り整理した。

(1) 安全性

- 長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除及び避難を含むサイト外対応を考慮したプラント設計により、個人の QOL（quality of life）を低下させない水準にリスクが抑制されていること。

(2) 環境適合性

- プラントのライフサイクルを考慮した設計がなされていること、気候変動リスクの低減に貢献できること。

(3) 経済性

- 他電源と比肩するコスト優位性を有していること。

(4) エネルギーセキュリティ

- 低コストかつ安定的な電力の大量供給が可能なこと。

(5) 核拡散抵抗性

- テロ対策、及び余剰 Pu の保障措置上のアドバンテージを有していること。

(6) 基準適合性

- 設計改善や設備の追加が容易に可能なこと、また、計画立案から運転開始までの期間が短いこと。

(7) リスク負担の公平性

- リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性が確保されていること。

(8) 運転性

- 定期検査及び計画外停止からの復帰リードタイムが短いこと。また、通常運転時の環境負荷及び定検時等の作業員被ばく量が低減されていること。

**3. 技術的論点と検討経緯**

**3-1. 対象とした技術的論点**

前節にあげた、各ステークホルダーからの視点における軽水炉が備えるべき社会的受容性の基本要件をふまえ、軽水炉がどのような技術的特性を備えるべきかについて、下記の論点ごとに委員会内にサブチームを編成し、検討を行っている。

(1) 安全原則、安全目標、性能目標：現在の安全原則はそのまま適用可能か。どのような安全目標、性能目標を考えるべきか。

(2) Practically Eliminated （PE）、Evacuation Free （EF）の解釈と考え方：PE, EF はどのように解釈し、適用すべきか。

(3) 深層防護：どのような深層防護の実装になるべきか。

(4) 物理障壁：物理障壁が有する役割や信頼性はどのように考えるべきか。

(5) Active/Passive 系の機器の最適化：Active 系、Passive 系の機器はどのように組み合わされるべきか。

(6) ライフサイクルを通じた統合設計：メンテナンス、継続的改善、廃棄物最小化など、ライフサイクルを通じた統合設計はどのようにあるべきか。

(7) 多数基・集中立地の考え方：多数基・集中立地のメリットとデメリット、あるべき姿とはどのようなものか。

(8) 経済性・エネルギー安全保障：経済性・エネルギー安全保障の観点ではどのような特徴が必要か。

(9) その他、必要な技術開発分野について

**3-2. 各技術的特性に対する検討状況**

これまでに開催した委員会においては、(1)「安全原則、安全目標、性能目標」～(5)「Active/Passive 系の機器の最適化」の 5 つの論点について、サブチームの検討結果に基づき議論した。これまでのところ、以下のような意見が出されている。残りの論点についても、委員会にて今後議論し、各論点において魅力的な軽水炉が備えるべき特性をとりまとめる予定である。

(1) 安全原則、安全目標、性能目標

- 安全原則は安全を達成するための基本的理念、安全目標はどの程度の安全を目指すのかという要求を具体化したものであり、原子力の社会的受容性を獲得するためには、安全原則を社会に見える形で明文化するとともに、安全目標は、社会的な議論を経て、政治、行政によって決定されたものであることが望ましい。また、安全目標は放射線に由来する健康影響だけでなく、社会的な影響に対するものも定められるべきである。
- 性能目標は原子力施設が安全目標に適合していることを判断する目安であり，事業者、プラントによって異なる目標を設定することがありうる。規制側において、既設炉と新設炉で異なる目標を設定している国があるが、わが国でも同様の考え方を採用すべきかどうかについては、立地地域の公平性の観点から慎重な検討を要する。個別の目標を定めるとしても、原子炉ごとか、使用済み燃料プールを含めたサイトレベルでの目標を定めるかという検討が必要となる。

- 具体的性能目標としては、従来、炉心損傷頻度（CDF）や格納容器機能喪失頻度（CFF）等が用いられてきたが、これらの目標以外に指標は必要ないか、数値をどの程度低くすべきか、条件付確率等、性能目標間の関係を明確にして目標を定めるべきか、について議論があった。

(2) Practically Eliminated （PE）、Evacuation Free （EF）の解釈と考え方

- 第 4 世代原子炉におけるもともとの考え方では、PE はシビアアクシデント（SA）を起こさないための設計要求であり、EF は格納容器に対する要求に対応する。一方、炉心損傷、格納容器破損、放射性物質大量放出等のうち、何が PE の対象になるべきかについては、設計の考え方に依存するとの指摘がある。また、PE の達成はプラント設計のみで対応すべきものか、アクシデントマネジメント（AM）を含めて考えるべきかについても議論がある。
- 一般向けの安全目標と、設計者、専門家向けである性能目標とのギャップを埋める定性的な目標として PE、EF という概念は有効と考えられる。ただし、PE、EF を達成すれば、SA をスクリーンアウトできる、サイト外対応が不要となるという認識を社会に与える可能性があるという指摘もあった。
- 物理的に起こりえないこと、あるいは極めて高い信頼性を以って排除できることが PE の定性的目標である一方、PE を満足する定量的指標（スペック）として、CDF や CFF 等の確率を採用する考え方がある。これについては、評価の不確かさの扱い方、生起確率×影響度の低減方法の妥当性（例えば、1F 事故のような事象に対し、生起確率だけを下げれば PE を達成したといえるかどうか）について、意見が分かれている。

(3) 深層防護

- 深層防護レベルの実装例として、表 2 に示す 7 つのレベルからなる素案に基づき議論した。安全目標における議論を踏まえると、深層防護においては公衆の有意な被ばくの回避、社会的リスクの最小化を性能要求に加えることが必要と考えられる。
- このうち、「ハザードの最小化」については、どこまでハザードを低減すべきか、その基準が明確でないとの指摘がある。また、原子力の社会的リスクについては、原子力以外の他の社会的リスクとの比較をどのように行っていくかについて掘り下げが必要である。
- 社会に受け入れられる軽水炉を設計する観点から、立地選定からプラント設計まで一貫した深層防護の実装が必要との意見と、軽水炉が目指すべき姿として、立地フリーの炉であるべきではとの意見があった。

(4) 物理障壁

- 「放射性物質閉じ込めのための物理障壁」と「外的事象の荷重の効果を緩和するための物理障壁」という観点で分類を行う必要があるのではとの指摘がある。例えば離隔距離は外的事象の影響緩和には大きな効果があると考えられる。従来、前者を想定している「障壁（バリア）」の概念を拡張した場合に、どのような定義ができるかを整理すべきである。
- 物理障壁が強固になりすぎると弊害があるとの指摘がある。例えば、1F 事故における水素爆発とブローアウトパネルの関係が挙げられる。原子炉隔離も、強化されすぎると外部からのアクセス、注水、ベント等に影響する可能性がある。状況に応じた障壁の役割を検討すべきである。

(5) Active/Passive 系の機器の最適化

- Passive 系機器は、機器の簡素化による経済性、メンテナンス性向上のメリットがある一方、Active 系のように実機スケールにおけるサーベランスによって信頼性データを取得することが難しく、事故時の動作における不確かさが大きいとの指摘がある。

- 一方、社会的受容性の観点からは、1F 事故の教訓から、外部動力を必要としない Passive 系の導入が安心感を与える側面があることに留意すべきである。
- 除熱すべき自らの崩壊熱を冷却系の駆動力とするような、自律的なプラントコンセプトが、グレースピリオドを確保する観点から重要と考えられる。

表 1 軽水炉が備えるべき社会的受容性に関する各ステークホルダーの意見

| 価値判断基準 | 社会科学者の視点 | 立地地域の視点 | 産業界の視点 | 原子力技術者の視点 |
|---|---|---|---|---|
| 安全性 | ・長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除<br>・ハザードの縮小<br>・パッシブセーフティ | ・サイト特性を踏まえたプラント設計<br>・避難対策の具体化<br>・既設炉を上回る信頼性<br>・二重格納容器、コアキャッチャー等の設置<br>・プラント情報の可視化(リスクモニタやプラント監視機能の整備) | ・安全性は開発のドライバーではなく必要(前提)条件 | ・他の社会リスクと比肩し得るリスク水準<br>・個々人の QOL を低下させない |
| 環境適合性 | ・SF(HLW)及び LLW(運転廃棄物、廃炉廃棄物)の処分時の優位性<br>・気候変動リスクの低減 | ・プラントのライフサイクルを考慮し廃棄物発生量とその処理を考慮したプラント設計 | | ・バックエンドを考慮したプラント設計<br>・直接処分オリエンティッドフュエル<br>・SA 後の廃止措置や汚染水対策を想定した SSC の設計 |
| 経済性 | ・他電源と比肩するコスト優位性<br>・将来的な国内人口減少による経済縮小を考慮したエネルギーシステム | ・立地地域の地場産業の活性化及び雇用創出 | ・他電源と比肩するコスト優位性 | ・ユーザが採用可能な経済性<br>・運転メンテナンスの観点でコスト最適化 |
| エネルギーセキュリティ | | | | ・低コストかつ安定的な電力の大量供給 |
| 核拡散抵抗性 | ・Pu 在庫問題への配慮の観点から、保障措置上のアドバンテージ<br>・テロ対策等セキュリティ上の配慮 | ・テロ対策 | | ・余剰 Pu の燃料利用 |
| 基準適合性(許認可制) | | ・新規制基準を所与とし最適化された設計 | ・将来の基準変更を考慮し、設計改善や設備の追加が容易に可能な概念<br>・設計認証制度、標準設計等による計画立案から運転開始までの期間の短縮 | |
| リスク負担の公平性 | ・大規模集中電源がもたらす地域間公平論への応答 | | | ・リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性の確保 |
| 運転性 | ・冷温停止までの時間と手順の短縮<br>・通常運転時の環境負荷の軽減<br>・定検・その他整備時の作業員の被ばく量低減を考慮した設計 | | ・Conventional な要素も含むインフラが未熟な新興国における運転も考慮した設計<br>・定期検査の短縮、計画外停止からの復帰リードタイムの短縮 | |
| (安心・信頼性・説明性)* | ・明快な技術及びロジックの採用<br>・安心や信頼の獲得につながる設計(例えばパッシブセーフティ) | | ・事業者が信頼されていること。 | ・明快な緊急時対応等、社会に理解されやすいプラント設計<br>・国民に分かりやすいリスク指標の使用<br>・他分野のリスク説明の取組との整合 |

*社会と共存する魅力的な軽水炉の在り方を考える上で評価軸となる定量化できる指標を考えることが重要との観点から、当該項目はこの他の項目を満足することによって実現するものと位置付ける。

表 2 深層防護の実装例

| 防護レベル | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 性能要求 | | ハザードの最小化 | 事故の発生の防止 | 炉心冷却可能形状の維持 | 放射性物質の原子炉容器内への閉じ込め | 放射性物質の格納容器内への閉じ込め | 社会的リスクの最小化 | 公衆の有意な被ばくの回避 |
| 防止策 | 設計 | ・外的事象由来のリスクの低い立地の選定 | 異常発生の防止 | DBAの防止 | 重大事故の防止 | 原子炉容器破損の防止 | 格納容器破損の防止 | 放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避 |
| | 管理 | | | | | | | |
| | 運転 | | | DBAの防止 | 重大事故の防止 | 原子炉容器破損の防止 | 格納容器破損の防止 | 放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避 |
| | 防災 | | | | | | | |
| 緩和策 | 設計 | 安全余裕を含む適正な設計 | 異常の段階で検知・収束 | 工学的安全施設による事故の収束 | 原子炉容器内において事故を収束 | 格納容器内において事故を収束 | 放射性物質の管理放出 | ・人間の生活圏からの離隔<br>・サイト外対応の実効性を高めるための設計対応 |
| | 管理 | | | | | | | |
| | 運転 | | | 工学的安全施設による事故の収束 | 原子炉容器内において事故を収束 | 格納容器内において事故を収束 | 放射性物質の管理放出 | サイト外対応の実効性を高めるためのサイト内措置 |
| | 防災 | | | | | | | サイト外対応 |
| 性能目標 | | ・ハザードの年超過確率<br>・安全余裕(ストレステストによる評価等) | SSCsの信頼度目標 | 炉心の冷却可能形状喪失頻度 | ・原子炉容器破損頻度<br>・重大事故の発生を所与とした時の原子炉容器破損確率(DEC対応の信頼度目標) | 格納容器破損頻度 | ・放射性物質の管理放出機能喪失頻度<br>・重大事故の発生を所与とした時の放射性物質の管理放出機能喪失確率 | 放射性物質の非管理放出に至るまでの時間余裕の目標値 |

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [1E08-11] Vitrification 2

Chair: Daisuke Sugiyama(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [1E08] Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

(1)Approach for Reduction of Potential Hazard

*Teruo YAMASHITA[1], Tadayuki MATSUMURA[1], Koichi OHYAMA[1], Takero HARASHIMA[1], Yasuo AYAME[1], Akira KODAKA[1] (1.JAEA)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [1E09] Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

(2)Operation Results and Evaluation of the Current TVF Glass Melter

*Tadayuki Matsumura[1], Teruo Yamashita[1], Koichi Ohyama[1], Takero Harashima[1], Yasuo Ayame[1], Akira Kodaka[1] (1.JAEA)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [1E10] Study on Vitrification Plan of High Level Liquid Waste in the TVF

(3)Configuation of Request Functions and Task for the Next Glass Melter

*Koichi Ohyama[1], Tadayuki Matsumura[1], Takero Harashima[1], Teruo Yamashita[1], Yasuo Ayame[1], Akira Kodaka[1] (1.JAEA)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [1E11] Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

Evaluation of Forms and Application Techniques for the Next Glass Melter

*Takero HARASHIMA[1], Teruo YAMASHITA[1], Tadayuki MATSUMURA[1], Koichi OHYAMA[1], Yasuo AYAME[1], Akira KODAKA[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の固化安定化に向けた取組み
# （1） 潜在的ハザード低減に向けたアプローチ

Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

（1） Approach for Reduction of Potential Hazard

*山下 照雄[1]，松村 忠幸[1]，大山 孝一[1]，原島 丈朗[1]，菖蒲 康夫[1]，小高 亮[1]，
[1]日本原子力研究開発機構

東海再処理施設の潜在的ハザード低減を図るため、ガラス固化技術開発施設（TVF）における固化処理期間の短縮に向け、その方策の一つである次期ガラス溶融炉更新時のハード面対策並びに運転手法などのソフト面対策案について最適化を図る検討アプローチについて報告する。

**キーワード**：東海再処理施設，TVF，ガラス溶融炉，潜在的ハザード

## 1. 緒言

今後長期間を要するTVFのガラス固化処理について、期間短縮を図るべく、次期ガラス溶融炉更新時のハード面対策とソフト面対策の最適化に取り組んでいる。検討アプローチとして「ハザード低減」の評価指標に実現性の観点から「コスト低減」及び「リスク」を加え、複数の候補対策ケースを比較することとした。【図1】

## 2. 検討アプローチ

### 2-1. 達成目標の設定

固化処理期間21年間を極力短縮させるための個別達成目標として「①連続処理バッチ数の増加」「②年間製造本数の増加」「③炉底部残留ガラス除去作業期間の短縮」を設定した。

### 2-2. 機能改善点と対策立案

TVFの運転実績による技術総括を基にTVF3号炉の各個別達成目標に必要な現行ガラス溶融炉の機能改善点と対策（ハード面及びソフト面）を整理し、複数の候補ケースを設定した。【シリーズ発表（2）及び（3）】

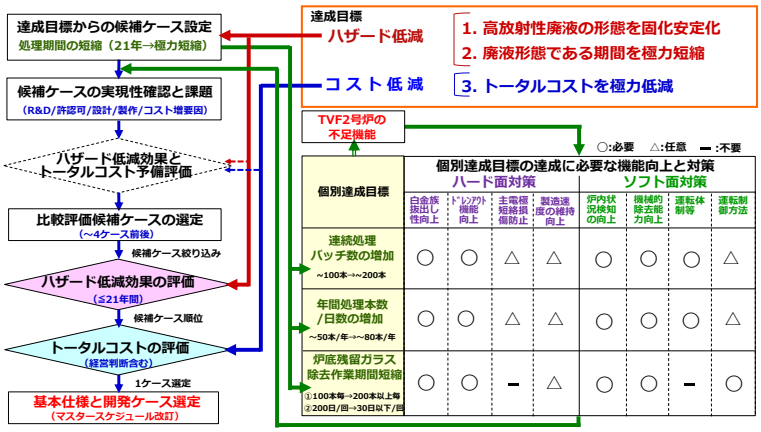



図1 潜在的ハザード低減に向けた検討アプローチ

### 2-3. 候補ケースの実現性確認と課題の整理

各候補ケースの技術的実現性を確認するためTVF施設条件等を基に設計検討を行うとともに実現に向けて必要な施設側工事やR&Dなどを摘出した。【シリーズ発表（4）】

### 2-4. ハザード低減効果並びにトータルコスト評価による比較評価

ハザード低減効果としてガラス固化処理期間短縮効果を、トータルコスト評価には実現に向けた諸課題の解決に必要なコストも加算し比較評価を行った。

## 3. 結論

技術的に実現可能性が高くトータルコストやリスクが低い候補対策ケースの見通しが得られた。

*TeruoYAMASHITA[1], TadayukiMATSUMURA[1], KoichiOHYAMA[1], TakeroHARASHIMA[1] , YasuoAYAME[1] , Akira KODAKA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

# ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の固化安定化に向けた取組み
# （2）TVF 開発運転実績と評価

Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF
(2)Operation Results and Evaluation of the Current TVF Glass Melter

*松村 忠幸[1]，山下 照雄[1]，大山 孝一[1]，原島 丈朗[1]，菖蒲 康夫[1]，小髙 亮[1]
[1]日本原子力研究開発機構

TVF1 号溶融炉で得た知見を TVF2 号ガラス溶融炉へ反映し、ガラス固化体 247 本製造後、2008 年から 2010 年にかけ炉底残留ガラス除去を実施した。東海再処理施設の潜在的ハザード低減として、2016 年 1 月から運転を再開し、安定した連続運転が出来ることを確認した。

**キーワード：**東海再処理施設，TVF，ガラス溶融炉，潜在的ハザード

## 1. 緒言

高レベル放射性廃液の固化安定化を図るため、ガラス溶融炉の運転方法を確立し、炉内残留ガラス除去を行い、その後のキャンペーンにて安定した連続運転実績が得られた事を報告する。

## 2. TVF 開発運転実績と評価

### 2-1. これまでの運転実績

TVF は、これまで 247 本のガラス固化体を製造・保管し、溶融炉の安定運転に係る技術開発として、TVF1 号溶融炉で得た知見を TVF2 号溶融炉へ①白金族堆積検知指標、②指標到達に伴うドレンアウト③残留ガラス除去による炉内状態の回復、を反映し、放射性廃液の固化安定化向上を目指し基礎技術の開発を行ってきた。【図 1】

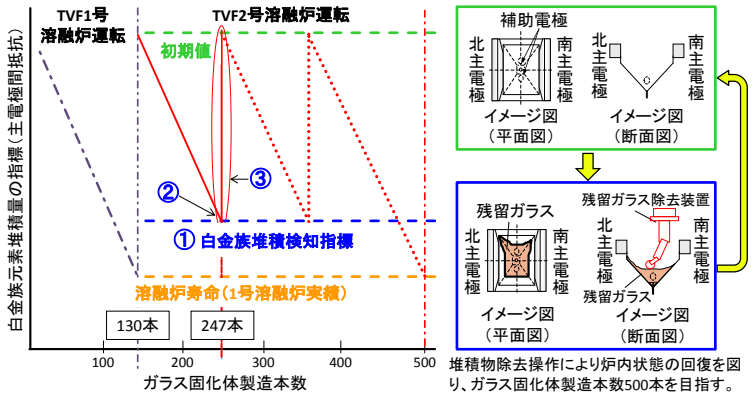



図 1　TVF 溶融炉運転方法

### 2-2. 炉内残留ガラス除去

TVF2 号溶融炉は、定期的（100 本製造後）に炉内の点検を行いながら運転するため、溶融炉内に堆積、残留したガラスを機械的に除去し耐火レンガが識別できる状態までの除去を実証した。

### 2-3. 残留ガラス除去後の運転実績

今回の運転（ガラス流下：13 回実施）は、炉内に堆積していた残留ガラスを全量除去後の運転で、各通電抵抗値は、2 号炉初期まで回復し、溶融炉運転及び流下性も安定していた。また、断続的に溶融炉内を保持状態とし、保持中は原料及び廃液の供給開始温度に近い温度で制御しても異常なく運転出来た。

## 3. 結論

炉内残留ガラス除去後の運転は、各通電抵抗値が 2 号溶融炉初期と同程度にまで回復し、除去作業は有効であったことを実証でき、長期間の溶融炉運転方法を確立出来た。

## 4. 今後の課題

次期 TVF3 号ｶﾞﾗｽ溶融炉へは固化処理期間の短縮を図る必要がある。

* TadayukiMATSUMURA[1], TeruoYAMASHITA[1], KoichiOHYAMA[1], TakeroHARASHIMA[1], YasuoAYAME[1], Akira KODAKA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

# ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の固化安定化に向けた取組み （3）次期溶融炉への要求機能と課題

Study on Vitrification Plan of High Level Liquid Waste in the TVF
(3) Configuat of Request Functions and Task for the Next Glass Melter

*大山 孝一[1]，松村 忠幸[1]，原島 丈朗[1]，山下 照雄[1]，菖蒲 康夫[1]，小高 亮[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の固化安定化処理期間の短縮に向けた方策の一つである次期ガラス溶融炉の開発を進めている。期間短縮に関わる新たな課題を解決するための要求機能を整理するとともに、具体的な対策案を検討し、次期ガラス溶融炉の推奨改良案を設定した。

**キーワード**：東海再処理施設，TVF，ガラス溶融炉，潜在的ハザード

## 1. 緒言

現行ガラス溶融炉は、白金族元素の堆積の検知指標を定め、指標に達したらドレンアウトに移行し、溶融炉内の残留ガラスを除去し炉内状態を回復させる、という運転方法を確立し、一サイクルで約 100 本のガラス固化体を製造した。本件では、高放射性廃液の固化安定化処理期間をさらに短縮するために、次期ガラス溶融炉の推奨改良案を設定することを目的とした。

## 2. 次期ガラス溶融炉の達成目標

次期ガラス溶融炉の達成目標として、①炉底部の残留ガラス除去を現行ガラス溶融炉の約 100 本毎から約 200 本毎に増加すること、②炉底部の残留ガラス除去が不要若しくは低減することを設定した。

## 3. 次期ガラス溶融炉への要求機能

現行ガラス溶融炉の運転実績から、長時間の運転において炉底部の温度が変化し、電極間の抵抗値が徐々に低下していること等から、炉底部に白金族元素が残留したと推定している。そのため、次期ガラス溶融炉への要求機能として、①白金族元素堆積防止/抜出性向上、②残留ガラス除去能力向上を設定した。

## 4. 次期ガラス溶融炉の推奨改良案

ガラス溶融炉のハード面対策として、現行ガラス溶融炉における炉底の谷部を無くすことで、白金族元素の偏在を無くし、白金族元素堆積防止/抜出性向上を図れる見込みがある。併せてソフト面対応として、最適なドレンアウト時期を判断するための炉内の白金族元素の状況検知の強化、円錐の炉底部に適した残留ガラス除去装置の導入を行うことで、残留ガラス除去能力向上を図れる見込みがある。推奨改良案を図 1 に示す。

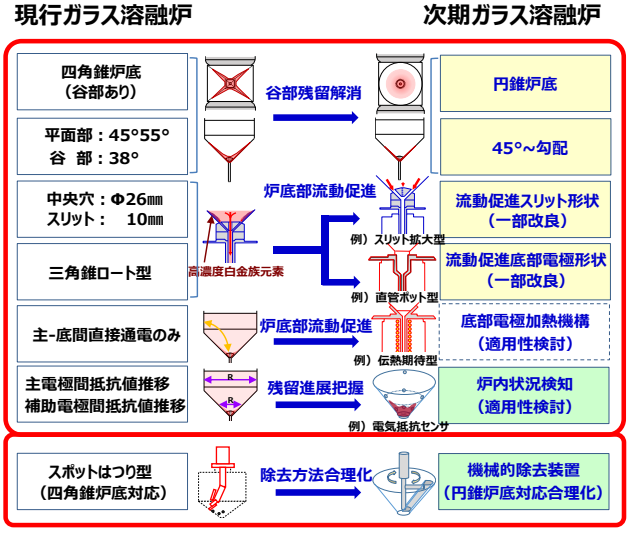



図 1　次期ガラス溶融炉の推奨改良案

## 5. 結論

高放射性廃液の固化安定化処理期間の短縮を行うための次期ガラス溶融炉の推奨改良案を設定した。

* Koichi OHYAMA[1], Tadayuki MATSUMURA[1], Takero HARASHIMA[1], Teruo YAMASHITA[1], Yasuo AYAME[1],and Akira KODAKA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の固化安定化に向けた取組み
# （4）次期溶融炉の炉形式と適用技術

Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

(4) Evaluation of Forms and Application Techniques for the Next Glass Melter

*原島 丈朗[1]，山下 照雄[1]，松村 忠幸[1]，大山 孝一[1]，菖蒲 康夫[1]，小高 亮[1]

[1]日本原子力研究開発機構

ガラス固化技術開発施設（TVF）のガラス固化処理期間の短縮に向けた方策の一つである TVF3 号ガラス溶融炉に対に対する、要求機能の対策案、施設側の前提条件や制約条件を整理し、候補炉形式の検討を行うとともに適用技術を具体化し TVF における成立性を確認した。

**キーワード**：東海再処理施設，TVF，ガラス溶融炉，潜在的ハザード

## 1. 緒言

TVF のガラス固化処理期間短縮のため、TVF3 号溶融炉は、白金族堆積防止/抜出性向上を最大の目標として設定した。設計作業フローとしては、候補炉に対して机上検討による絞り込みを行い、熱流動解析により各候補炉形式の相互比較を実施し、最終的に技術課題/リスクを考慮して選定する。

## 2. 設計作業フロー

### 2-1. 候補炉形式と成立性検討

現状の TVF 溶融炉は四角推 45°（図 1 ケース 0）であり、運転中の白金族堆積による抵抗の低下及びドレンアウト後の谷部への白金族の堆積が確認されている。そこで、TVF への設置を前提として、炉の高さ/重量/取り合い等を制約条件として、白金族堆積防止/抜出性を期待して傾斜角度を上げて円錐形状に近づけた候補炉形式を設定した。

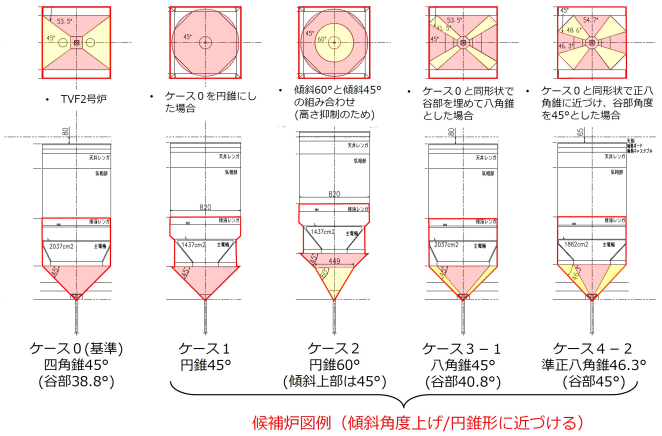



図 1　候補炉形式

### 2-2.候補炉形式の相互比較

候補炉形式に対して、主電極加熱性、ドレンアウト加熱性等の運転性を机上検討ベースで比較した。さらに TVF には存在しない炉底加熱機能（底部電極の高周波加熱による外部加熱）の有無を考慮して候補炉を絞り込み、施設側工事や R&D などを摘出した。今後、これらの候補炉に対して熱流動解析解を行い、各候補炉形式の相互比較を実施する。例として、現行の TVF2 号炉（ケース 0）と八角錐 46.3°（ケース 4-2）を比較した結果、流下時の炉壁平均ずり速度の約 10%増加を確認した。他の候補炉についても熱流動解析による相互比較を実施し、最終的に技術課題/リスクを考慮して選定する。

## 3.結論

TVF への設置を前提として炉底加熱機構を考慮した TVF3 号溶融炉の炉候補形式を設定することができた。今後、熱流動解析による相互比較を実施し技術課題/リスクを考慮して TVF3 号溶融炉の仕様を決定する。

*Takero HARASHIMA[1], Teruo YAMASHITA[1], Tadayuki MATSUMURA[1], Koichi OHYAMA[1], Yasuo AYAME[1],and Akira KODAKA[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Wed. Sep 7, 2016 3:50 PM - 4:40 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 6:50 AM - 7:40 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [1E12-14] Vitrification 3

Chair: Sou Watanabe (JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

### [1E12] Comparison of simulated waste glass by the purging of air or Ar gas in the glass melting process

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[2], Katsumi Seki[3], Hiromi Kobayashi[3], Masanobu Homma[3], Kiyoshi Hatakeyama[3] (1.JAEA, Nuclear Fuel Cycle Engineering Lab., 2.JAEA, Materials Sciences Research Center, 3.E&E Techno Service Co. Ltd.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [1E13] Basic study on the vitrification method of a spent zeolite using the borate glass

*Akane Usui[1], Takaya Suzuki[1], Tsuyoshi Arai[2] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [1E14] Study on the leaching behavior of Na and volume reduction of low radioactive liquid waste using the iron phosphate glass

*Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Kenji Ishii[2], Fuminori Sato[3], Junji Kojima[3] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:40 PM JST | 7:35 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

# ガラス溶融過程でのバブリングによる模擬廃棄物ガラスの比較

Comparison of simulated waste glass by the purging of air or Ar gas in the glass melting process

*永井崇之[1]，小林秀和[1]，岡本芳浩[1]，関　克巳[2]，小林博美[2]，本間将啓[2]，畠山清司[2]
[1]原子力機構，[2]㈱E&E テクノサービス

溶融ガラス組成の均一化等を目的にバブリングが検討されていることから，溶融した模擬廃棄物ガラスを対象に空気や Ar ガスをバブリングしながら流下し，流下ガラスの Si–O 架橋構造等の変化を確認した．

**キーワード**：ガラス固化，模擬廃棄物ガラス，バブリング，ラマン分光測定，放射光 XAFS 測定

**１．緒言**　ガラス溶融炉に供給した廃液とガラス原料を均一に混合する手段として，溶融ガラス中へのガスバブリングによる撹拌操作が有効と考えられる．本研究は，ガスバブリングによる流下ガラスの Si–O 架橋構造や含有元素の原子価状態への影響を明らかにするため，ガラス溶融炉開発[1]で製造した模擬廃棄物ガラスカレットをビーカスケールの溶融炉[2]で溶融し，バブリングしながら流下したガラス試料をラマン分光及び放射光 XAFS 測定[3]により評価した．

**２．実験**　模擬廃棄物ガラスカレット 1.0 kg を，金属製溶融炉（内径 120 mm，逆円錐炉底（斜度 60 º），ノズル内径 10 mm）に装荷し，外部ヒータで加熱溶融した．炉内温度 1050～1150ºC に 2.0 h かけて昇温し，炉内下部へ $Al_2O_3$ バブリング管を浸漬して乾燥空気または Ar ガスを供給しながら 2.5 h 保持した．その後，流下ノズルを加熱し，黒鉛容器（内径 30 mm）に溶融ガラスを流下して徐冷した．比較試料にバブリング無の条件でも試料を作製した．徐冷した円柱状ガラスを板状に加工し，ラマン分光測定により Si–O 架橋構造等，放射光 XAFS 測定により Ce 原子価等を評価した．

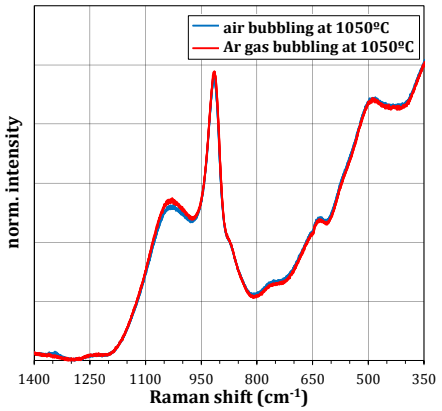



図１　流下ガラスのラマンスペクトル

**３．結果**　ラマン分光測定の結果，バブリングによって Si–O 架橋構造の 1000～1050 $cm^{-1}$ ピーク（$Q^3$ 構造）増加が観察され，Ar ガスは乾燥空気より $Q^3$ 構造が増加した（図１）．一方，Mo–O 構造の 900 $cm^{-1}$ ピークを確認すると，バブリングによる相違は見られず，バブリングによる溶融ガラスからの Mo 成分揮発量は少ないと判断される．次に，XAFS 測定の結果，Ce-$L_3$ 吸収端 XANES スペクトルも，バブリングによって 5.725 keV の $Ce^{(III)}$ ピーク高さが増加し，$Ce^{(IV)}$ から $Ce^{(III)}$ への還元が進行し，特に Ar ガスで還元反応の進行を確認した（図２）．また，Mo-K 吸収端を測定したところ，バブリングによるスペクトルに違いはなく，Mo は安定状態にあると考えられる．

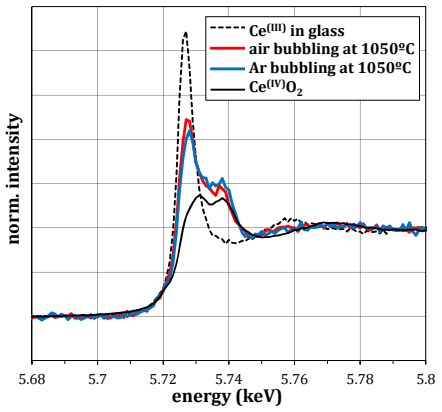



図２　Ce-$L_3$ 吸収端 XANES スペクトル

**４．結言**　溶融した模擬廃棄物ガラスを Ar ガスでバブリングすると，Si–O 架橋構造はガラス原料に近い非架橋酸素数の少ない構造が増え，複数の原子価を取り得る Ce 等の溶存種が還元されることを明らかにした．

**参考文献**

[1] 山中，他，原子力学会 2010 年春の年会, K54.
[2] 守川，他，原子力学会 2008 年秋の大会, O36.
[3] 永井，他，原子力学会 2014 年秋の大会, G28.

XAFS 測定は，KEK 物質構造科学研究所・放射光共同利用実験(課題番号 2015G063)にて実施した．

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[1], Katsumi Seki[2], Hiromi Kobayashi[2], Masanobu Homma[2], Kiyoshi Hatakeyama[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency,　[2]E&E Techno Service Co. Ltd.

# ホウ酸塩ガラスを用いた無機吸着材のガラス固化処理に関する基礎研究

Basic study on the vitrification method of a spent zeolite using the borate glass

*薄井 茜[1]，鈴木 孝哉[1]，新井 剛[2]
[1]芝浦工業大学大学院，[2]芝浦工業大学

東京電力福島第一原子力発電所の放射性物質を含む水（汚染水）の処理に伴い発生する使用済ゼオライトの処理方法として、ホウ酸塩ガラスによる固化処理法の適用性について検討した。本研究では、ガラス固化処理時における、ゼオライトに吸着した Cs の揮発やガラス固化体からの Cs の水への浸出挙動について詳密に検討し、Cs を吸着した使用済ゼオライトの最適な固化処理条件の策定を目指した。
**キーワード：**東京電力福島第一原子力発電所，ホウ酸塩ガラス，ゼオライト，セシウム

**1. 緒言** 東京電力福島第一原子力発電所では、汚染水の処理に伴い放射性核種を吸着した使用済ゼオライトが発生している。筆者らは、使用済ゼオライトの処理方法としてホウ酸塩ガラスによる固化処理法を提案した。Cs を吸着した一部のゼオライトは、焼結により Cs と強固な化合物を形成することが報告されている[1]。しかし、ホウ酸塩ガラス溶融過程においてゼオライトはガラス相へ溶解することが明らかとなっており、Cs 保持能の低下が懸念される[2]。そこで本研究では、ガラス溶融過程における Cs を吸着したゼオライトのホウ酸塩ガラスへの溶解挙動について詳密に検討を加え、Cs を吸着した使用済ゼオライトの最適な固化処理条件の策定を目指した。

**2. 実験方法** 模擬使用済ゼオライトは、X 型ゼオライトに Cs(I)を飽和吸着させ十分に乾燥させることで得た（以後、Cs-13x と略記）。また、本試験では Cs-13x を電気炉内で 1100 ℃で 1 時間焼結し、ポルサイト（$CsAlSi_2O_6$）を形成した Cs-13x（以後、Cs-13x-P と略記）も用いた。これらとホウ酸塩ガラス（B-0.5Na-0.5Zn：mol 比）をそれぞれ重量比 1：1 になるようアルミナ坩堝に投入し、電気炉内で 1100 ℃で 1 時間溶融後、急冷・徐冷することで固化体試料を作製した。得られた各固化体試料は、走査型電子顕微鏡（SEM）による表面観察、エネルギー分散型 X 線回析装置（EDS）による元素分布測定を行い、固化体試料中におけるゼオライトのガラス相への溶解挙動について検討した。

**3. 結果及び考察** 図 1 に Cs-13x 及び Cs-13x-P を用いて作製した固化体試料の断面写真を示す。図 1 より、Cs-13x の固化体試料においてゼオライトの溶解が顕著に確認されたが、Cs-13x-P の固化体試料ではほぼ溶解せずにゼオライトの形状が保持されていることが観察された。このことから、ポルサイトが形成することでホウ酸塩ガラスへのゼオライトの溶解が抑制されることが明らかとなった。ポルサイトは水中での Cs 保持能が優れていることが報告されている[1]。そのため、使用済ゼオライトをポルサイトとしてガラス固化体に残存させることで、Cs 保持能に優れたガラス固化体の作製が期待される。図 2 に各ガラス固化体の SEM 像、Cs 及び X 型ゼオライトの構成元素である Al, Si の元素分布像を示す。図 2 より、何れの固化体試料においてもゼオライト相とガラス相の界面が確認された。また、Cs-13x の固化体試料においては、Al 及び Si の元素分布像から Cs-13x の溶解が観察されたが、Cs はゼオライト相に固定化されていることが確認された。筆者らのこれまでの研究成果より、Cs-13x をホウ酸塩ガラスと溶融する過程においてポルサイトの形成が確認されていることから、Cs はポルサイトを形成してゼオライト相に保持されたと考えられる。しかし、Al 及び Si もポルサイトの構成元素であるにも関わらず溶解が確認されたことから、ホウ酸塩ガラスの溶融過程ではポルサイト形成が不十分と考えられる。また、ゼオライト相に空孔が多数確認されたことからも、ポルサイトが均一に形成されなかったと考えられる。一方、Cs-13x-P の固化体試料においては、何れの元素もゼオライト相とガラス相の界面が明瞭に観察された。このことから、Cs-13x-P はホウ酸塩ガラスに殆ど溶解せずに保持されることが明らかとなった。即ち、ポルサイトを形成した後にホウ酸塩ガラスと溶融することでゼオライト相が保持でき、良好な Cs 保持能を有するガラス固化体が得られると考えられる。本会では、ゼオライトのホウ酸塩ガラスへの溶解挙動を調査し、ガラス固化体の作製条件と Cs 保持能の関係を検討したので報告する。

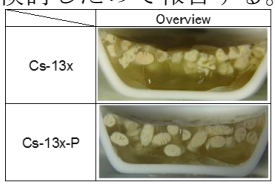



図 1 Cs-13x 及び Cs-13x-P を用いた固化体試料の断面写真

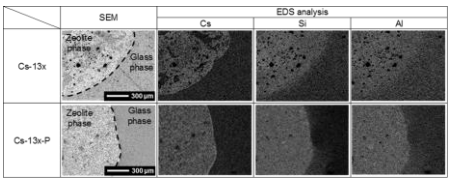



図 2 Cs-13x 及び Cs-13x-P の固化体試料の SEM 像及び元素分布像

**参考文献**
[1] 菅野卓治ら：日本原子力学会誌, **19**[2], pp.113-118, (1977)
[2] 薄井茜ら：日本原子力学会 第 9 回 学生研究発表会 予稿集 B11, 2016
本研究は、文部科学省廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム委託費により実施された「廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化」の成果の一部である。

* Akane Usui[1], Takaya Suzuki[2], and Tsuyoshi Arai[1]
[1]Shibaura Institute of Technology, [2]Shibaura Institute of Technology Graduate School

# 鉄リン酸ガラスを用いた低放射性廃液の減容化及び Na の浸出挙動に関する検討

Study on the leaching behavior of Na and volume reduction of low radioactive liquid waste using the iron phosphate glass

*茶木孝仁[1], 新井 剛[2], 石井健治[2], 佐藤史紀[3], 小島順二[3]
[1] 芝浦工業大学大学院, [2] 芝浦工業大学, [3] 日本原子力研究開発機構

筆者らは、再処理施設から発生するリン酸塩や Na 塩を多含する低放射性廃液の固化処理方法として鉄リン酸ガラス固化に着目した。鉄リン酸ガラスは廃液中のリンを構造の主骨格にできることから、廃棄体の減容が期待される。本研究では、Na を高充填可能な鉄リン酸ガラス組成の最適化及び鉄リン酸ガラスの Na 保持性能について検討した。
**キーワード：** 鉄リン酸ガラス, ガラス固化, 低レベル放射性廃棄物

**1. 緒言** 現在、再処理施設で発生する低放射性廃液の処理は、セメント固化法の適用が検討されている。しかし、低放射性廃液はリン酸塩や Na 塩を多含するため、セメント凝固反応の阻害等が懸念される。そこで筆者らは、低放射性廃液に含まれるリンを固化体の主骨格とする鉄リン酸ガラスを用いたガラス固化法に着目した。既往の研究成果から、鉄リン酸ガラスは Na の高充填が可能であり、核種の固定化性能に優れることが明らかとなっている[1]。しかし、既往の研究では Na の充填可能なガラス化領域を検討したものであり、Na の高充填化に向けた鉄リン酸ガラス組成の最適化は未だ十分でない。本研究では、既往の研究成果を基に Na が最も効率的に固定化可能な鉄リン酸ガラスの組成を検討し、作製したガラス試料の化学的安定性について評価した。

**2. 実験方法** ガラス試料は、酸化鉄、リン酸二水素アンモニウム、硝酸ナトリウムを Fe：P：Na = 1：1.5：1.0～1.3 (mol 比、以下、Na1.0 等と表記) となるように秤量・混錬後、アルミナ坩堝に移し取り、マッフル炉で昇温速度 5 ℃・$min^{-1}$ で 1100 ℃まで昇温後 3 時間保持し、室温で急冷することにより得た。得られたガラス試料は、X 線構造回析装置 (XRD) による結晶構造解析及び浸出試験に資した。浸出試験は、46～75 μm に分級したガラス試料を各々0.05 g と純水 10 $cm^3$ を遠沈管に封入し、25 ℃に設定した恒温振とう水槽を用いて 1～72 時間振とうした。試験後、水相中の Na 濃度から浸出率を算出し、各試料の化学的安定性を評価した。

**3. 実験結果と考察** 図 1 に Na1.0～1.3 のガラス試料の外観及び X 線回析パターンを示す。図 1 より、Na1.0～1.2 は非晶質特有のハローパターンが確認され、アモルファス化していることが明らかとなった。一方、Na1.3 では $Na_3Fe_2(PO_4)_3$ の結晶ピークが検出されたことから試料は結晶化していることが示された。このことから、Na 添加量が 1.2～1.3 近傍にアモルファス化境界があることが確認された。図 2 にアモルファス化したガラス試料の Na 浸出試験結果を示す。図 2 より、Na を多く含むガラス試料は Na 浸出率が増加することが確認された。これは網目修飾酸化物である Na の割合が増加したことで、網目形成酸化物である Fe や P の結合が阻害されたことに起因すると考えられる。また、Na1.0 と Na1.1 の試料では 24 時間以降浸出率が平衡に達していることから、Na1.1 までであれば化学的安定性に及ぼす影響は少ないと考えられる。本会では、Na が最も効率的に固定化可能な鉄リン酸ガラス組成の検討及び化学的安定性についてより詳細に検討したので報告する。

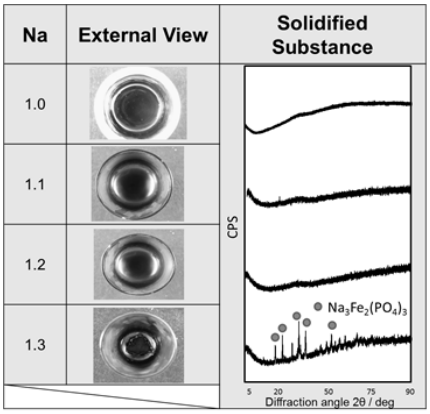


図 1 各試料の外観及び XRD 分析結果

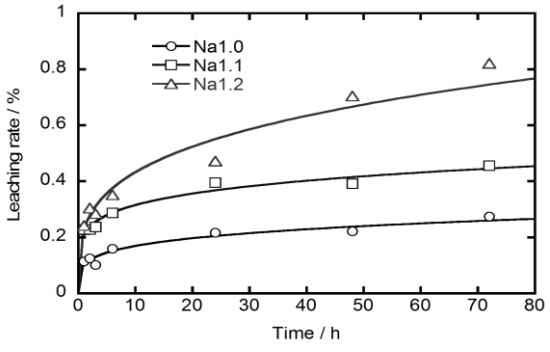


図 2 Na 浸出率の経時変化
(Sample weight : 0.05g, Temp. : 298K, Powder size : 46 ~75μm)

**参考文献**

[1] 石井健治ら：日本原子力学会 2015 年 秋の大会 予稿集 F-52, (2015)
本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

*Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Kenji Ishii[2], Fuminori Satou[3] and Junji Kojima[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2] Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Wed. Sep 7, 2016 4:40 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 7:40 AM - 9:00 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [1E15-19] Waste Characterization

Chair: Takeshi Tsukada (CRIEPI)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

### [1E15] Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

(4)Characteristics comparison of the existing and additional multiple radio-nuclides removal system slurry

Yuhei Fukuda[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2], Kazunori Nomura[1,2], Akira Ikeda[1,3], Masamichi Obata[1,3], *Masashi Ichikawa[4], Ryota Takahashi[4], Fumio Hirayama[4] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.TOSHIBA CORPORATION, 4.Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

### [1E16] Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

(5)Analysis of carbonate slurry sampled from High Integrity Container

*Yuhei Fukuda[1,2], Yoichi Arai[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Kazunori Nomura[1,2], Akira Ikeda[1,3], Masamichi Obata[1,3], Masashi Ichikawa[4], Ryota Takahashi[4], Fumio Hirayama[4] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.TOSHIBA CORPORATION, 4.Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

### [1E17] Studies on three-dimensional evaluation of nuclide distribution in zeolite wastes by γ - scanning of adsorption vessels

*Taichi Matsumura[1,2], Ryuji Nagaishi[1], Junichi Katakura[2], Masahide Suzuki[2] (1.JAEA, 2.NUT)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

### [1E18] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(9)Discussion on transport behavior of radionuclides based on analytical data

*Yoshikazu Koma[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2], Takashi Ashida[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

### [1E19] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(10)Discussion to reduce uncertainty in the modelling estimation of waste inventory

*Daisuke Sugiyama[3], Jun Kato[1,2], Takao Ohi[1,2], Yoshikazu Koma[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Takashi Ashida[1,2], Hideaki Uchiyama[1], Sohken Ojiro[1], Ryo Nakabayashi[3], Tomonari Fujita[3] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Central Research Institute of Electric Power Industry)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# 福島第一原子力発電所の事故に伴う水処理二次廃棄物の性状調査 (4) 既設および増設多核種除去設備スラリーの性状比較

Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident (4) Characteristics comparison of the existing and additional multiple radio-nuclides removal system slurry

福田 裕平[1,2]，比内 浩[1,2]，柴田 淳広[1,2]，野村 和則[1,2]，
池田 昭[1,3]，小畑 政道[1,3]，*市川 真史[4]，高橋 陵太[4]，平山 文夫[4]
[1]IRID，[2]JAEA，[3]東芝，[4]日本核燃料開発

福島第一原子力発電所(1F)の既設および増設多核種除去設備(MRRS™)にて発生した炭酸塩スラリーの性状分析として、放射能測定、pH 測定、SEM-EDX および粒径測定を実施した。放射線源の大半は Sr-90 が占め、その他 H-3、Mn-54、Co-60、Cs-134、Cs-137、Sb-125 が検出された。

**キーワード**：スラリー、多核種除去設備、汚染水処理二次廃棄物、福島第一原子力発電所事故

## 1. 緒言

1F では従来の原子力発電所とは異なる核燃料由来の多種多様な廃棄物が発生している。原子炉建屋にて発生した汚染水は、セシウム除去、淡水化処理が行われた後、多核種除去設備により処理され、保管されている。本研究では、既設および増設多核種除去設備の前処理工程で発生した炭酸塩スラリーの性状について分析した。

## 2. 試料および測定方法

試料は、多核種除去設備から発生した炭酸塩スラリーであり、既設同設備の 1 試料、増設同設備の 3 試料である。pH 測定、SEM 観察、EDX による元素分析、放射能測定および粒径測定を行った。粒径測定は、試料を純水で希釈･分散後、フィルタに塗布したものを乾燥させ、画像解析により行った。炭酸塩スラリーは全量を硝酸で溶解し、Sr レジンで Sr-90 を捕集した。その後 Sr ディスクで Sr-90 と Y-90 を分離し、β スペクトロメータで Sr-90 を定量した。

## 3. 結果・考察

pH は既設・増設、採取位置による違いは観察されなかった。SEM 観察像の例を図 1 に示す。平均粒径は既設が 12.2 μm､増設が 5.4～8.8 μm であった｡EDX で分析した元素組成は試料による差はほとんどなく、視野全体の分析結果からは主に Mg、Ca が検出され、粒子からは主に Ca が検出された。放射線源は既設および増設とも Sr-90 が大半を占め、既設で $7\times10^6$ Bq/cm$^3$、増設で $6\times10^7$ Bq/cm$^3$ 検出された。その他、H-3、Mn-54、Co-60、Cs-134、Cs-137、Sb-125 が検出された。既設鉄共沈スラリーでは Sr-90 濃度が炭酸塩スラリーの 10 分の 1 であることが知られている[1]。今回分析した既設と増設の Sr-90 濃度には約 10 倍の差があった。既設・増設の違いである鉄共沈工程の有無や処理した汚染水の組成の違いによる影響があると推測される。

※本成果は、経済産業省／平成 26 年補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」の一部である。

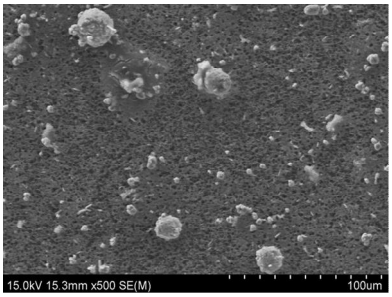



図 1 増設スラリーの SEM 写真(倍率 500 倍)

**参考文献**

[1]比内浩ほか、日本原子力学会「2015 年秋の大会」、I11.

Yuhei Fukuda[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2], Kazunori Nomura[1,2], Akira Ikeda[1,3], Masamichi Obata[1,3], *Masashi Ichikawa[4], Ryota Takahashi[4], Fumio Hirayama[4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

# 福島第一原子力発電所の事故に伴う水処理二次廃棄物の性状調査
# (5) 高性能容器に収納されている炭酸塩スラリーの分析

Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

(5) Analysis of carbonate slurry sampled from High Integrity Container

*福田 裕平[1,2]，荒井 陽一[1,2]，比内 浩[1,2]，野村 和則[1,2]，
池田 昭[1,3]，小畑 政道[1,3]，市川 真史[4]，高橋 陵太[4]，平山 文夫[4]
[1]IRID，[2]JAEA，[3]東芝，[4]日本核燃料開発

高性能容器に収納されている炭酸塩スラリー廃棄物を、採取深さ位置を変えて採取し、各種分析を行い、スラリーの性状と採取深さ位置の関係を調べた。その結果、粒子の沈降に由来すると推定される性状の違いが観察された。

**キーワード：**炭酸塩スラリー，増設多核種除去設備，汚染水処理二次廃棄物，福島第一原子力発電所事故

## 1. 緒言

多核種除去設備の前処理設備から発生するスラリー廃棄物は、インベントリ評価などの各種性状調査が必要であり、前報までに、スラリー廃棄物の粒度分布測定結果や放射化学分析結果等を報告した[1]。高性能容器（HIC）に収納されている炭酸塩スラリーは上澄み水の発生が観察されており[2]、上層と下層ではスラリーの性状が異なると予想される。今回、増設多核種除去設備の前処理設備から発生し、約 5 か月間 HIC に保管されていた炭酸塩スラリー廃棄物を、いくつかの異なる深さから採取し、ICP-AES による元素濃度分析と放射化学分析等の各種分析を行い、スラリーの性状と採取深さ位置の関係を調べた。

## 2. 試料及び分析の概要

スラリー試料は、同一の HIC より採取深さ位置を 60cm、100cm、150cm と変えて採取した。試料は高線量（5mL の試料をバイアルに封入した状態での表面線量率（β γ）が 100 mSv/h 以上）であるため、コンクリート遮蔽セル内での遠隔操作にて、試料の撹拌（均一化）、分取、溶解及び希釈等の作業を実施した。溶解させた試料の ICP-AES による元素濃度分析と放射化学分析を実施した。また、同じく分取した試料を加熱させ蒸発乾固を行い、乾固前後の質量測定により、試料中の固体成分の割合を算出した。

## 3. 分析結果及び考察

元素濃度分析の結果、Mg、Ca、Na 等が検出されたが、各試料の金属元素組成比に違いは認められず、採取深さに関係なくスラリー中の固体成分の組成は同一であると推察する。一方、スラリー中に占める固体成分の割合は、表 1 の通り深さ 60cm の試料に比べて、100cm と 150cm の試料が大きい結果となった。また、Sr-90 放射能濃度の結果も同様の傾向となり、固体成分の割合と Sr-90 放射能濃度に相関性がみられた。スラリー中の粒子が沈降することにより、下層のスラリーの固体成分の割合が上昇し、その結果、Sr-90 濃度も高くなったと推定される。これらの結果は、スラリー試料のインベントリ評価や、今後のインベントリ評価の際のスラリー試料の採取深さ位置の検討に役立てられる。

表 1　採取深さ位置とスラリー分析結果

| 採取深さ位置 [cm] | 固体成分の割合 [%] | Sr-90 濃度※ [Bq/cm$^3$] |
|---|---|---|
| 60 | 15.7 | $(5.2\pm0.1)\times10^7$ |
| 100 | 22.7 | $(7.2\pm0.1)\times10^7$ |
| 150 | 23.6 | $(8.1\pm0.2)\times10^7$ |

※ 試料の採取日において補正。

※本成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の一部である。

**参考文献**

[1] 福田裕平ほか，日本原子力学会「2016 年春の大会」，2I06 ほか
[2] 東京電力株式会社，第 36 回特定原子力施設監視・評価検討会資料 5-1

*Yuhei Fukuda[1,2], Yoichi Arai[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Kazunori Nomura[1,2], Akira Ikeda[1,3], Masamichi Obata[1,3], Masashi Ichikawa[4], Ryota Takahashi[4], Fumio Hirayama[4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

# ゼオライト吸着塔内の核種分布のγスキャニングによる3次元評価に関する検討

Studies on three-dimensional evaluation of nuclide distribution in zeolite wastes by γ-scanning of adsorption vessels

*松村 太伊知[1-2]，永石 隆二[1]，片倉 純一[2]，鈴木 雅秀[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]長岡技術科学大学

汚染水処理後の吸着塔をγスキャニングすることで、内部の吸着核種や吸収線量の分布を評価することが期待される。これまでTMI-2事故時の汚染水処理に用いた水没式脱塩システム(SDS)を円筒形に近似した吸着塔に対してγスキャニングを模擬した放射線輸送計算を行い、軸方向の分布を評価してきた。本研究では、現実的な形状を再現したSDS吸着塔内の軸方向と径方向のγスキャニングを模擬した計算を行い、ゼオライト充填層中の核種分布の3次元評価の可能性について検討した。

**キーワード：γスキャニング・放射線輸送計算コード(PHITS)・吸着塔・ゼオライト充填層・核種分布**

## 1. 緒言

原子力でγスキャニングは非破壊分析手法として照射済み燃料棒に適用されているが、シビアアクシデント時の廃吸着塔の核種分布評価にも適用されている。ここで、γスキャニングは軸方向のγ線計測が一般的であり、高アスペクト比(長さ/径)の燃料棒(400)では径方向の分布を無視できるため問題ないが、低アスペクト比の吸着塔(<3)では無視できず、径方向の分布等を考慮する必要がある。

これまでTMI-2事故時の汚染水処理に用いた水没式脱塩システム(SDS)に対して、円筒形状に近似した吸着塔内の軸方向のみを考慮した、γスキャニングに関する解析的研究を進めてきた[1]。本研究では、上下の半球体形状及び排水パイプ[2]を再現した吸着塔内の軸方向のスキャニングを模擬した計算を行い、円筒形状の結果と比較するとともに、径方向のスキャニングも試みて3次元評価の可能性を検討した。

## 2. 解析

近似した円筒形状と現実的な形状の吸着塔を軸方向で比較するために、上下の半球体の寸法をASME BPVC[3]より選定し、パイプの直径は38mm[2]と設定した。吸着塔内の異なる2種類のゼオライトを混合した充填層(IE-96:A-51=3:2)[4]の水分率は、17wt%(乾燥後)[4]を代表とした。放射線源として吸着核種$^{137}$Csのγ線のエネルギー662keV、核種分布の有[4]・無を充填層内に設定した。

γスキャニングによる充填層内の核種分布の解析では、まず、線源が均一に分布した補正用の吸着塔を設定し、吸着塔を上下に移動させた各位置(1cm ステップ)においてコリメータを通り検出器に入射したフラックスを求めた。本来の核種分布の推定には、このフラックスから均一分布を推定できる補正係数を測定系毎に求めた。最終的に、その係数とγスキャニングの実測定値[4]から本来の核種分布を推定した。

## 3. 結果と議論

解析結果の一例として、図1に吸着層内に均一分布させた各形状の吸着塔のスキャニング結果を示す。フラックスは均一分布時においても測定系に依存して充填層内で変化するため、取得したヒストグラムを1keV毎に分割した662keV±1keVのフラックスを検出した。

半楕円体の有無による違いは、下部の半楕円体部ではゆるやかな減少後に、円筒形状と同様の減少となった。これは半楕円体形状の充填層内の体積に比例した線源の変化の後、測定系に依存した減衰が強く作用した結果と考えられる。パイプの有無による結果の違いは、パイプ有りの方が吸着層が5mm長いことによる縦方向の分布の違いや、パイプの遮蔽効果による減衰といったわずかな違いであった。

本報告では、軸方向のスキャニングによる水没・湿潤ゼオライト境界線の推定、径方向のスキャニングによるパイプ空間の特定、核種分布の違いが及ぼす観測値への影響についても述べる。

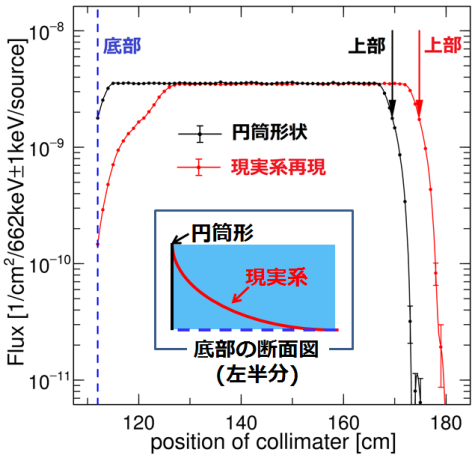



図1 軸方向のγスキャニングによる検出光子フラックス分布

**参考文献**
[1] 松村太伊知ほか, 原子力学会2016年春の年会, 2I23 (2016)
[2] G.J.Quinn et al., GEND-35, EG&G Idaho, inc. (1984)
[3] ASME BPVC section 1, 3, 8, ASME (2010)
[4] R.Nagaishi et al., NPC2014, #10224 (2014)

*Taichi Matsumura[1-2], Ryuji Nagaishi[1], Junichi Katakura[2] and Masahide Suzuki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency(JAEA), [2]Nagaoka University of Technology

# 福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発

## (9) 分析データに基づく核種移行に関する考察

Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, (9) Discussion on transport behavior of radionuclides based on analytical data

*駒 義和[1,2], 柴田 淳広[1,2], 芦田 敬[1,2]
[1]IRID, [2]JAEA

東京電力福島第一原子力発電所の事故に伴う汚染物を分析して得られた放射性核種濃度のデータを利用して、核種の移行ふるまいに関して核種群の分類を試み、影響を与える因子について考察した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所事故廃棄物, 放射性核種, 移行ふるまい, ソースターム

### 1. 緒言

事故廃棄物のインベントリ評価のために解析的なモデルの開発を進めている。核種移行を定量的かつ正確に表現するために、分析データに基づく知見を反映することが重要である。放射性核種の移行ふるまいについて、元素分類を検討するとともに、ふるまいに影響する因子を抽出した。

### 2. 方法

元素としてのふるまいを調べるため、放射性核種の濃度を基準とする核種 ($^{137}$Cs) の値で除し、ソースタームの組成で規格化した値（輸送比と呼ぶ）を用いた。公開された分析値を参照し、滞留水[1]、土壌[2]、瓦礫[3]と植物について求めた輸送比を利用した。元素の化学的な特性に着目して分類を試み、移行ふるまいに影響を与える因子を考察した。

### 3. 結果と考察

$^{3}$H と $^{14}$C は植物の例を図に示すように互いに相関し、Cs とは独立しているのでこれらをまとめた分類を設けた。Sr と Ba はアルカリ土類金属に分類する。遷移金属の元素は多様であるが、輸送比は Cs に比べて小さく、まとめることとした。Se、Te と I は Cs に比べて輸送比が大きく、カルコゲンとハロゲンとに分類する。希土類元素とアクチニド元素は輸送比がごく小さく、これらをまとめた分類とした。分類した結果を表に示す。

移行ふるまいはいくつかの因子を考慮すべきである。主なソースタームである損傷燃料に加えて、冷却水や構造材料に含まれる放射化生成物が重要な場合がある。被覆管に含まれる $^{3}$H と $^{14}$C は燃料の成分とは別に拡散した可能性がある。移行の媒質として水と空気は異なる特性を示す。原子炉建屋内での空気経由の汚染は、核種組成が均一と見られる[3]。汚染物の材質により核種の付着や流出の傾向が異なる。

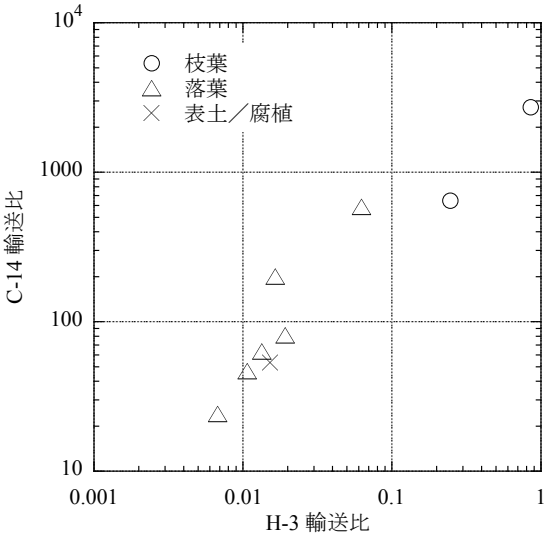



図　立木への $^{3}$H と $^{14}$C 輸送比の相関

表　汚染に関わる元素の分類

| | 分類 | 元素* |
|---|---|---|
| 1 | 軽元素 | H, *C* |
| 2 | アルカリ金属 | Cs |
| 3 | アルカリ土類 | Sr, Ba |
| 4 | 遷移金属 | *Co*, *Ni*, Mo, Tc, Ru, Ag, Sb |
| 5 | カルコゲン | Se, Te |
| 6 | 希土類,アクチニド | Nb, Eu, Pu, Am, Cm |
| 7 | ハロゲン | I |

* 分析において検出された核種にもとづく。斜体は放射化生成物を示す。

本発表は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られた成果の一部を含む。

**参考文献**

[1] Yoshikazu Koma, Atsuhiro Shibata, ICONE-23, 2141, 17-21 May 2015, Chiba, Japan (2015).
[2] 駒 義和, JAEA-Data/Code 2014-015 (2014).
[3] 駒 義和, 芦田 敬, 本会「2015 年秋の大会」, I14 , 平成 27 年 9 月 9-11 日, 静岡大学 (2015).

*Yoshikazu Koma[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2] and Takashi Ashida[1,2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] International Research Institute for Nuclear Decommissioning.

# 福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発
# （10）解析的推定における不確実性低減方法の検討

Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(10) Discussion to reduce uncertainty in the modelling estimation of waste inventory

*杉山 大輔[3]，加藤 潤[1,2]，大井 貴夫[1,2]，駒 義和[1,2]，目黒 義弘[1,2]，芦田 敬[1,2]，
内山 秀明[1]，小代 宗謙[1]，中林 亮[3]，藤田 智成[3]
[1]IRID，[2]JAEA，[3]電中研

福島第一原子力発電所で発生する廃棄物の解析的推算に含まれる不確実性を、分析データの反映によって低減する方法を検討した。汚染水処理二次廃棄物のインベントリを例に、推算精度向上の現状を報告する。
**キーワード：**福島第一事故廃棄物、インベントリ推定手法、不確実性、キャリブレーション

## 1. 解析的インベントリ推定手法に含まれる不確実性の低減方法

福島第一事故廃棄物の処理・処分に係る技術開発の前提となる廃棄物インベントリの推定については、実物の採取が依然として限定されているため、解析的な手法を併用して進めている。本研究で開発している解析的インベントリ推定手法は、事故後の放射性元素の量的な移行の全体像を俯瞰することと、内在する不確実性を明示することを特徴としたものである[1]。この推定手法で取り扱う放射性元素の移行パラメータについては、徐々に得られつつある実廃棄物などの分析データを反映したキャリブレーションによって不確実性を低減し、より現実的なインベントリ推算を可能とするように更新を重ねていく考えである。

廃棄物インベントリの推定は、分析データの拡充によってその評価精度を継続的に向上できるが、これとともに、処分の安全評価結果を適宜フィードバックすることで、重点的に低減すべき不確実性の同定とその目標を明確にし、効率的な分析計画や研究推進につなげることが肝要である。

## 2. 汚染水処理二次廃棄物の推算結果を例とした不確実性低減効果の提示

セシウム吸着塔のインベントリ推算を例として、不確実性低減のプロセスと効果を示す。セシウム吸着装置の入口水（滞留水）の分析結果から得た輸送比（Cs-137 を基準とした測定元素の移行割合）[2]を用いたキャリブレーションを行って滞留水への放射性元素の移行割合を更新（図 1）することで、各放射性元素のインベントリ推算結果の不確実性幅を低減し、推定精度を向上できる見通しを得た（図 2）。

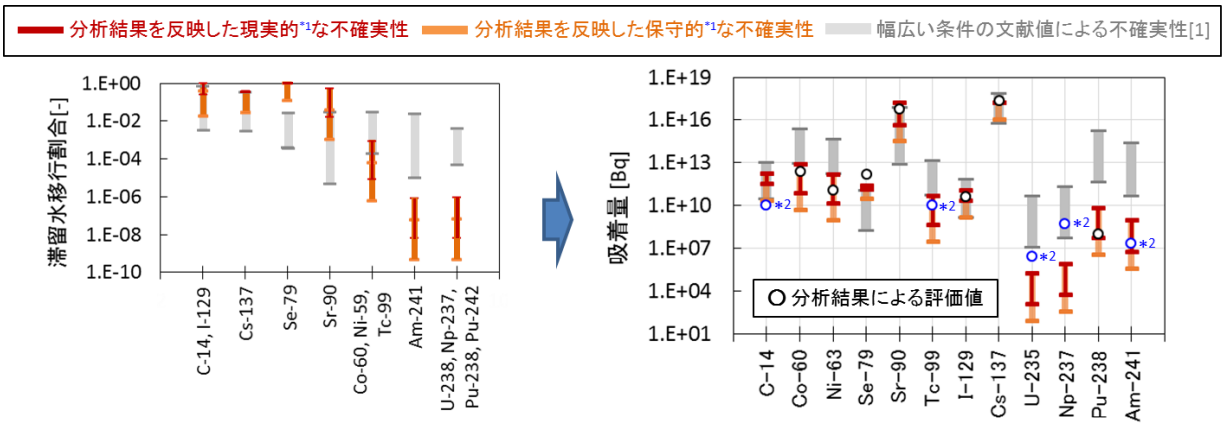



図 1　移行パラメータの更新
（滞留水への核種移行割合の不確実性を低減）

図 2　廃棄物インベントリ推算結果
（セシウム吸着塔の核種インベントリ推定精度を向上）

*1 分析値の分布から、より確からしいと考えられる範囲(現実的な不確実性)と、保守的に考慮すべき不確実性の範囲を推察した。
*2 分析で不検出であったため、入口水中濃度を検出下限値、出口水中濃度を 0 とした保守的な推算値[3]を示した。

※ この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られたものの一部である。

## 参考文献

[1] 杉山ほか、日本原子力学会 2015 年秋の大会、I16.
[2] Yoshikazu Koma, Atsuhiro Shibata, ICONE-23, 2141, 17-21 May 2015, Chiba, Japan (2015).
[3] 加藤ほか、日本原子力学会 2015 年秋の大会、I15.

*Daisuke Sugiyama[3], Jun Kato[1,2], Takao Ohi[1,2], Yoshikazu Koma[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Takashi Ashida[1,2], Hideaki Uchiyama[1], Sohken Ojiro[1], Ryo Nakabayashi[3] and Tomonari Fujita[3]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Central Research Institute of Electric Power Industry

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 11:00 AM JST | Wed. Sep 7, 2016 1:00 AM - 2:00 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [1F01-04] Exernal Hazard

Chair: Koji Morita (Kyushu Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [1F01] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

(15)Progress in JFY2015 and Event Sequence Assessment Methodology against a Combination Hazard of Strong Wind and Rainfall

*Hidemasa Yamano[1], Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], Yasushi Okano[1], Takashi Takata[1], Takaaki Sakai[1], Takahiro Yamamoto[2], Yoshihiro Ishizuka[2], Ryuta Furukawa[2], Nobuo Geshi[2] (1.JAEA, 2.AIST)

---

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [1F02] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

(16)Selection of Combination Hazard Events for Safety Assessment and Event Sequence Assessment Methodology against a Combination Hazard of Snow and Low Temperature

*Hiroyuki Nishino[1], Hidemasa Yamano[1], Kenichi Kurisaka[1] (1.JAEA)

---

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

### [1F03] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

(17)Combination Hazard Curve Evaluation of Forest Fire and Thunder

*Yasushi OKANO[1], Hidemasa YAMANO[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

### [1F04] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

(18)Numerical Quantification of Plant State based on CMMC Method under Strong Rainfall Hazard

*Takashi Takata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

# 外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発 (15) 平成 27 年度進捗及び強風と降雨の重畳ハザードに対する事象シーケンス評価手法

Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards
(15) Progress in JFY2015 and Event Sequence Assessment Methodology against a Combination Hazard of Strong Wind and Rainfall

*山野 秀将[1]，西野 裕之[1]，栗坂 健一[1]，岡野 靖[1]，高田 孝[1]，堺 公明[1]，
山元孝広[2]，石塚吉浩[2]，古川竜太[2]，下司信夫[2]，七山太[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]産業技術総合研究所

代表的な外部ハザードを対象にナトリウム冷却高速炉の PRA 手法及びマージン評価手法を開発してきた。ここでは、最終年度（平成２７年度）の成果概要、並びに強風と降雨の重畳ハザードに対する事象シーケンス評価手法の開発について報告する。

**キーワード**：ナトリウム冷却高速炉, 外部ハザード, レベル 1 PRA, マージン評価

## 1. 緒言

本研究では、代表的な外部ハザードである異常気象（積雪、強風、竜巻、降雨）、火山噴火、森林火災、重畳事象を対象に、ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去機能のレベル 1 PRA 手法とマージン評価手法の開発を進めてきた。本報では、4 年間の全体計画の最終年度（平成２７年度）の進捗概要を述べるとともに、強風と降雨の重畳ハザードに対する事象シーケンス評価手法の開発について報告する。

## 2. 平成２７年度進捗

マージン評価手法については、森林火災・降雪と低温の重畳・強風と降雨の重畳に対する手法を開発した。異常気象ハザードについては、降雪と低温の重畳及び強風と降雨の重畳ハザード及び事象シーケンス評価を行い、PRA 手法を開発した。火山噴火ハザードについては、フィルタ目詰まり試験及び火山灰粒度分析を実施した。森林火災ハザードについては、煤煙解析に基づく応答曲面を作成し、モンテカルロ計算によるハザード評価手法を開発した。時間依存事象進展アルゴリズムに基づく事象シーケンス評価手法としてプラント動特性コードと結合した手法を開発し、降雨ハザードに対して適用できることを確認した。

## 3. 強風と降雨の重畳ハザードに対する事象シーケンス評価

強風によって生じる飛来物衝突による機器の破損、破損した空気冷却器への雨水浸入による伝熱管疲労破損が考えられるため、年最大 1 時間降水量記録日の最大瞬間風速、1 時間降水量、降水継続時間の年最大値を極値分布に当てはめてハザード曲線を構築するハザード評価手法を開発した。降雨単独では炉心損傷には至ることはありえないため、強風単独及び強風と降雨の重畳の影響によって機器破損や機能喪失を考慮したシーケンスについてイベントツリーを構築した。また、空気冷却器伝熱管への雨水液滴の接触により発生する熱応力を求め、繰返し接触による疲労破損を評価することで補助冷却設備機能喪失を考慮した事象シーケンスを重畳の効果として評価し、炉心損傷頻度を定量化する手法を開発した。その代表的な結果として、炉心損傷頻度は $10^{-6}$/年のオーダーを得た。支配的なシーケンスは、風速 40～60m/s、1 時間降水量 20～40mm/h、降水継続時間 0～10h のカテゴリで、強風飛来物衝突による補助冷却設備排気部破損であった。

## 4. 結言

本研究の最終年度の成果を概説するとともに、強風と降雨の重畳ハザードに対する事象シーケンス評価手法を開発した。

*本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 27 年度「外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発」の成果である。

*Hidemasa Yamano[1], Horoyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], Yasushi Okano[1], Takashi Takata[1], Takaaki Sakai[1], Takahiro Yamamoto[2], Yoshihiro[2], Ryuta Furukawa[2], Nobuo[2], Futoshi Nanayama[2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

# 外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発 (16) 重畳事象の選定及び低温と積雪の重畳ハザードに対する事象シーケンス評価手法

Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards
(16) Selection of Combination Hazard Events for Safety Assessment and Event Sequence Assessment Methodology against a Combination Hazard of Snow and Low Temperature

*西野 裕之[1], 山野 秀将[1], 栗坂 健一[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去機能に影響を及ぼす外部ハザードの組み合わせ（重畳事象）を相互影響の観点から選定した。選定された重畳事象の 1 つとして、低温と積雪の重畳ハザードに着目し、重畳事象発生から炉心損傷に至り得る事象シーケンスを評価し、炉心損傷頻度を定量化できる手法を開発した。

**キーワード：**ナトリウム冷却高速炉、崩壊熱除去機能、重畳事象、事象シーケンス

## 1. 緒言

本研究では、確率論的リスク評価（PRA）が必要となる重畳事象を選定する考え方を整理した。また、低温と積雪の重畳事象に着目し、ナトリウム冷却高速炉（SFR）の崩壊熱除去機能を対象にした PRA 手法を開発するため、事象シーケンス評価を実施した。

## 2. 重畳事象の選定

既往研究[1]では、単一の外部ハザードに対し、第 1,2 スクリーニングを行い、SFR へ影響を与える外部ハザードを選定した。ここでは、重畳事象を選定するために、外部ハザードの組み合わせを考慮し、4 つの相互影響 [2]の観点から、崩壊熱除去設備(空気冷却器など)へ影響する事象を選定した(図 1)。例えば低温により空気冷却器の吸排気口フィルタ上に雪が着雪・凍結し、フィルタ閉塞することが想定されるため（②の相互影響)、本研究では、低温と積雪の重畳事象を選定した。

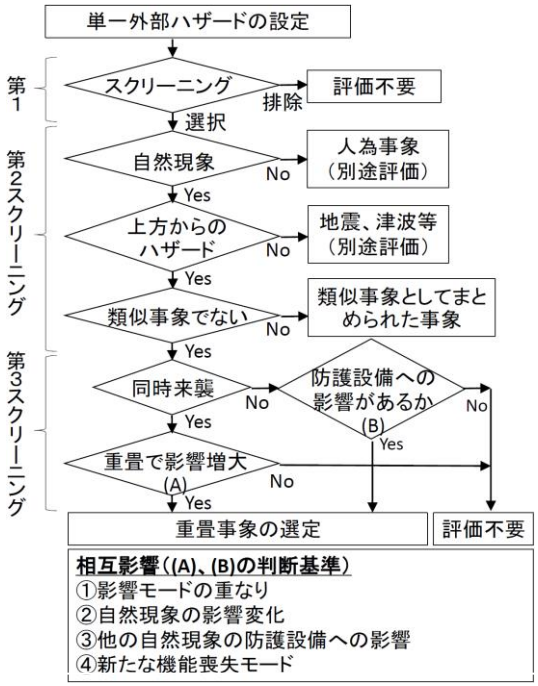



図 1　重畳事象選定のフロー図

## 3. 低温と積雪の重畳ハザードに対する事象シーケンス評価

本研究では、積雪ハザード評価[1]と同様に、低温に関する記録から離散的な超過確率を評価し、極値分布を用いて低温ハザード曲線を推定した。低温と積雪のハザード曲線を独立に組み合わせて重畳事象の超過確率を評価する手法を開発した。また、代表的なプラントへの影響として、雪の凍結によるフィルタ閉塞の有無、積雪による屋上の吸排気口閉塞防止（除雪）のためのアクセスルート確保の成否を想定し、イベントツリーを構築した。フィルタ閉塞については、ハザードの継続時間とともにフィルタ上に雪が蓄積・凍結し、ある雪の厚さに達した時に閉塞することを想定した。フィルタ閉塞を回避するために、交換を行うと想定し、その失敗確率を評価した。また、積雪と低温の発生からある程度時間が経過した後では、アクセスルート確保に必要な屋上扉の開が不可能になる考えられるため、その失敗確率を評価した。重畳事象の年超過確率及び失敗確率の評価から、イベントツリーを定量化する手法を開発した。代表的な結果として、炉心損傷頻度は、$10^{-7}$/年のオーダーを得た。支配的なシーケンスは屋上扉の開失敗となった。

## 4. 結論

重畳事象の選定及び低温と積雪の重畳ハザードの事象シーケンス評価を通じて評価手法を開発した。

*本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 27 年度「外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発」の成果である。

## 参考文献

[1] 2013 年秋の大会 G44, G46.
[2] 保全学会、軽水型原子力発電所の設計で考慮すべき自然現象とその重畳に関する考え方のガイドライン、H26 年 9 月.

*Hiroyuki Nishino[1], Hidemasa Yamano[1], Kenichi Kurisaka[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

# 外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発 （17） 森林火災と雷の重畳時のハザード曲線評価

Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

（17） Combination Hazard Curve Evaluation of Forest Fire and Thunder

*岡野 靖[1], 山野 秀将[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

森林火災のハザード評価手法及び事象進展評価手法の開発を行ってきた。森林火災と雷の重畳時には、雷起因の森林火災発生頻度に加え、雷発生時の気象条件の森林火災強度への反映が重要となる。本報では、ロジックツリーにこれらの効果を取入れることで重畳時のハザード曲線定量化が可能なことを示した。

**キーワード：**ナトリウム冷却高速炉, 外部ハザード, レベル 1 PRA, マージン評価, 森林火災, 雷, 重畳ハザード, ロジックツリー, ハザード曲線

**1. 緒言** 森林火災のハザード評価手法と崩壊熱除去機能喪失に至る事象進展評価手法を開発してきた。本報では、森林火災と雷との重畳に関わるハザード曲線の導出について報告する。

**2. 重畳における相関性とハザード曲線評価への反映** 森林火災と雷の相関性は、（要因 1） 全森林火災のうち雷起因によるもの、（要因 2） 雷をもたらす気象条件である大気不安定性に関連して変化するものがあり、森林火災のハザード曲線評価のためのロジックツリー[1]における条件因子としては、それぞれ「年発生頻度」と「相対湿度及び風速」に相当する。ハザード曲線を評価した福井県火災個票（2004～2012 年）によれば、67 件中 1 件が雷によるものであった。また当該地域で雷注意報が発表された時間帯の気象条件は、図 1 のとおり、全対象期間と比較し、 1 時間平均風速が高く、また相対湿度が高い側に寄った出現確率分布となった。雷が森林火災と重畳した条件として、これら頻度割合及び気象条件をロジックツリーで与え、モンテカルロ計算によりハザード曲線を導出した。森林火災において火災進展の勢いを表す火線強度のハザード曲線は、図 2 のとおり、全対象期間（2002～2012 年）の気象条件で導出したもの[1]と比較し、（要因 1）により頻度が全体的に低下しているが、高風速条件が寄与してくる約 300kW/m 以上では、（要因 2）により雷重畳のハザード曲線が全対象期間の曲線に漸近する結果となった。さらに高い火線強度（約 400kW/m 以上）では高風速にさらに低湿度となる気象条件の寄与が高まり、高湿度側に寄った気象条件である雷重畳のハザード曲線は、全対象期間の曲線と比べて、頻度が急速に低下する結果を得た。

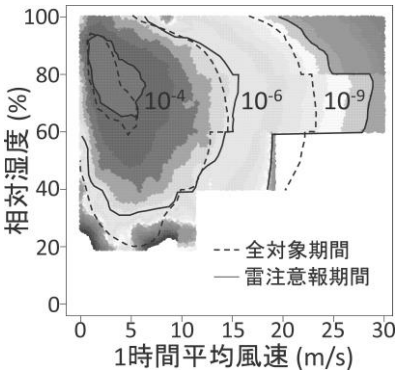


図 1 風速－相対湿度出現確率

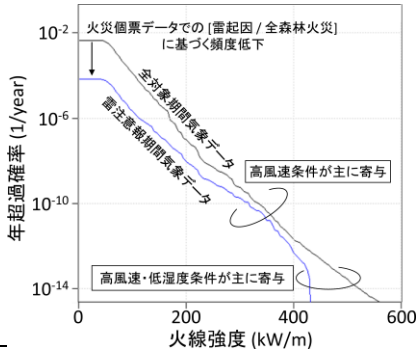


図 2 森林火災－雷の重畳ハザード曲線

**3. 結論** 森林火災と雷の重畳時のハザード曲線を評価した。ハザード間の重畳頻度に加え、事象発生時の環境要因の相関関係を定量的に考慮するにあたり、ロジックツリーを用いることが有効であった。

**参考文献：**[1] JNST, DOI:10.1080/00223131.2015.1102662 (2015).

*本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 27 年度「外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発」の成果である。

*Yasushi Okano[1] and Hidemasa Yamano[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

# 外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発
# （18）異常降雨時における CMMC 法を用いたプラント状態の定量化

Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

(18) Numerical Quantification of Plant State based on CMMC Method under Strong Rainfall Hazard

*高田　孝[1]

[1]日本原子力研究開発機構

連続マルコフ過程モンテカルロ法（CMMC 法）を用いたプラント状態の事象シーケンス評価手法の適用として、異状降雨事象への適用を行った。解析では、雨水の浸入による各部屋の水位の時間進展を計算するモジュールを CMMC 法に追加することで、時間依存事象シーケンスの評価を実施した。

**キーワード**：ナトリウム冷却高速炉、動特性解析、CMMC 法、外部ハザード

**1. 緒言**　本研究ではこれまでに開発した連続マルコフ過程モンテカルロ法(CMMC 法)を用いた事象シーケンス評価手法[1]に、降雨による浸水に伴う屋内各部屋の水位変化を評価するモデルを追加し、ナトリウム冷却高速炉を対象とした異常降雨における事象シーケンス評価を行った。

**2. 水位変化評価モデル**　区画 $i$ における積算水量 $W_i$ [kg]について、以下の保存則を用いた。

$$\frac{\partial W_i}{\partial t} = \rho A_i \frac{\partial h_i}{\partial t} = G_{src\,i} - \sum_j G_{overflow,ij} - \sum_k G_{leak,ik} - \sum_m G_{drain,im} \qquad (1)$$

本研究では、屋外からの浸水($G_{src}$)、部屋間の水位差（止水板による落差も考慮）に伴う輸送（$G_{overflow}$）、止水板あるいは水密扉の損傷に伴う輸送（$G_{leak}$）ならびにドレインラインあるいは簡易ポンプ等を用いた排水（$G_{drain}$）を考慮した（(1)式右辺）。また$\rho$は水密度、$A$ は床面積である。(1)式により各時刻での部屋水位($h_i$)を評価し、水位を独立変数とした機能喪失確率をモンテカルロサンプリングすることで、該当する機器の機能喪失を判定し、動特性コードに反映させプラント状態の変化を評価する。

**3. 異常降雨時におけるプラント状態の定量化**　別途実施した異常降雨イベントツリー評価[2]より、建屋屋上で 1.0m 以上の水位で内部電気室に浸水が発生し、非常用ディーゼル発電機(DG)の機能が喪失し始めると仮定した。図 1 に機能喪失確率を示す。解析では時刻 0s で異常降雨（降水量 126mm/hr）に伴う炉心緊急停止、ポニーモータ運転による強制対流条件での崩壊熱除去運転を仮定し、建屋内部への浸水に伴う非常用 DG 機能停止、自然循環崩壊熱除去運転への移行を評価した。炉心出口冷却材温度の解析結果を図 2 に示す。図に示すように事象開始後約 8hr 以降で自然循環除熱運転への移行が見られ、自然循環が十分に発達するまでの過程で約 50℃の温度上昇が見られるが、いずれも 450℃以下であり、異常降雨に対するプラント耐性はきわめて高いことが明らかとなった。

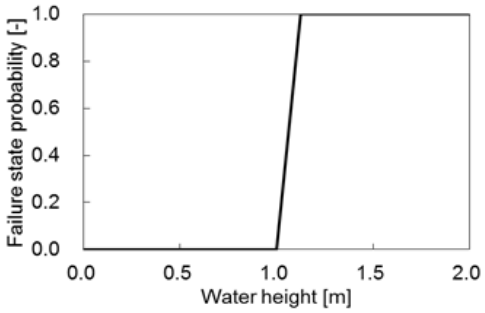



図 1 非常用 DG 機能喪失確率

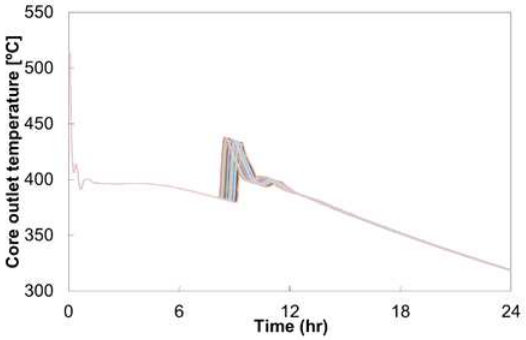



図 2 冷却材温度変化(50 サンプル)

**4. 結言**　CMMC 法に異常降雨事象評価のためのモデル改良を実施し、異常降雨時におけるプラント状態を評価した結果、本手法の妥当性を確認するとともに、プラント耐性が極めて高いことを明らかにした。

**参考文献**　[1] 高田他, 原学会 2015 秋の大会, E51, 2015.
[2] 西野他, 原学会 2015 秋の大会, E50, 2015.

*本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 27 年度「外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発」の成果である。

*Takashi Takata[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Wed. Sep 7, 2016 11:00 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 2:00 AM - 3:00 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [1F05-08] Probabilistic Risk Assessment 1

Chair: Takashi Takata (JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

### [1F05] Method of multiple failure initiating events for seismic PRA

(3)Analysis of Model Plant and issue of Evaluation Method

*Hiromichi Miura[1], Ryou Inomata[1], Tsuyoshi Uchida[1], Katsunori Ogura[1], Yuki Kameko[2], Ken Muramatsu[2], Hitoshi Muta[2] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry, 2.Tokyo City Univ.)

---

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

### [1F06] Method of multiple failure initiating events for seismic PRA

(4)Analysis of Core Damage Probability

*Yuki Kameko[1], Ken Muramatsu[1], Hitoshi Muta[1], Hiromichi Miura[2], Ryou Inomata[2], Tsuyoshi Uchida[2], Katsunori Ogura[2] (1.Graduate School Tokyo City University , 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)

---

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

### [1F07] A methodology for establishing margin to facilities and equipment used during core damage accidents

*Yuki Iita[1], Tatsuya Itoi[1], Naoto Sekimura[1] (1.The University of Tokyo)

---

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

### [1F08] Study on Development of Level 2 PRA Methodology Considering Seismic Impact

*MOTOHISA MIYASHITA[1], HITOSHI MUTA[1], KEN MURAMATSU[1] (1.TOKYO CITY UNIVERSITY GRADUATE DIVISION)

# 地震 PRA における多重故障起因事象の評価手法の検討
# （３）試解析と評価手法の課題

Method of multiple failure initiating events for seismic PRA
(3) Analysis of Model Plant and issue of Evaluation Method

*三浦 弘道[1]，猪股 亮[1]，小倉 克規[1]，内田 剛志[1]，亀子 湧生[2]，牟田 仁[2]，村松 健[2]
[1]電力中央研究所，[2]東京都市大学

地震時の多重故障起因事象の評価手法について，前報（１）「評価手法の検討」において提案した。その評価手法に則り，モデルプラントを対象として試評価を実施し，手法の実行性を確認した．また，試評価を通じて本評価手法の課題について把握した．

**キーワード**：地震 PRA，多重故障起因事象，損傷の従属性

## 1. 緒言

従来の階層イベントツリーでは表現が困難であった多重故障起因事象の発生及びその確率を評価するために，前報（１）「評価手法の検討」において，多重故障起因事象の評価手法を提案した．

本報告では，前報（２）「モデルプラントを対象とした試解析」につづいて，本評価手法による試評価を実施し，その実行性を確認するとともに，試評価を通じて本評価手法の課題について検討する．

## 2. 多重故障起因事象の試評価

前報（２）ではモデルプラント（３ループ PWR）を対象に，5 つの step で構成される多重故障起因事象評価手法のうちの step1～3 について実施し，その実行性を確認した．ここでは，残りの step4 及び step5 の試評価結果について紹介する．

### 2-1. Step4　複数機器の同時損傷と起因事象との対応付け

破断面積の合計，事象の進展・プラントの応答の観点から，同時損傷と起因事象との対応付けの規則を策定した．また，多重故障を考慮したことから，既存の起因事象に加え，新たに起因事象（例えば，２次系破断と中破断 LOCA の重畳事象）を設定した．

### 2-2. Step5　起因事象の発生確率の算出.

2-1 で定めた規則に従い，損傷した機器の組み合わせの発生回数から，多重故障起因事象の条件付起因事象発生確率を算出した．なお，いずれの機器も損傷しない場合は，主給水喪失とした．

### 2-3. 試評価結果

多重故障起因事象を考慮した条件付起因事象発生確率を図１に示す。今回設定した新たな起因事象の発生頻度は、非常に低い値となった。

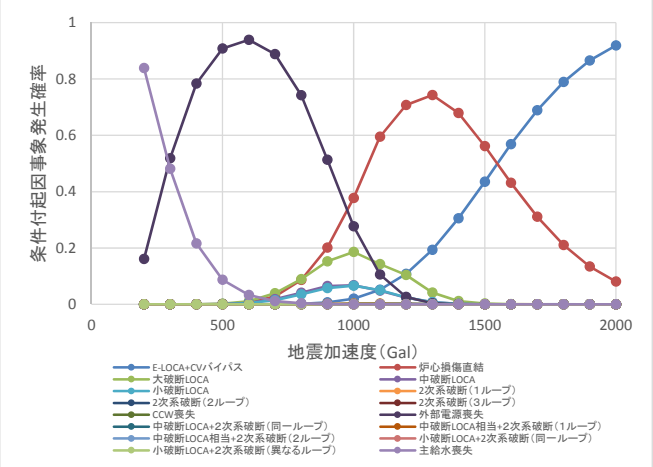



図１多重故障起因事象評価における条件付起因事象発生確率

## 3. 結論

前報（１）に則り，多重故障起因事象の発生確率を算出し，本評価手法の実行性を確認した。

Step4 の設定次第で，起因事象の分解能（たとえば，ループ毎の分割，配管破断位置の細分化や損傷・破損の具合の区別）は任意に設定できるが，本試評価では，既往の起因事象と同程度となるように設定した。多重故障起因事象を詳細に分析するには、この対応付け規則について、より検討が必要であると考える。

*Hiromichi Miura[1], Ryou Inomata[1], Katsunori Ogura[1], Tsuyoshi Uchida[1], and Yuki Kameko[2], Ken Muramatsu2 and Hitoshi Muta[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Tokyo City Univ.

# 地震 PRA における多重故障起因事象の評価手法の検討
# （その４）炉心損傷発生確率の試解析

Method of multiple failure initiating events for seismic PRA

（4）Analysis of Core Damage Probability

*亀子 湧生[1]，牟田 仁[1]，村松 健[1]，三浦 弘道[2]，猪股 亮[2]，内田 剛志[2]，小倉 克規[2]

[1]東京都市大学大学院，[2]電力中央研究所

前報「(1) 評価手法の検討」の考え方に基づき、モデルプラントを対象として、DQFM 法を用い、機器間の相関性、ECCS 配管の自己破断を考慮した、複数の機器損傷の同時発生による多重故障を起因事象とする炉心損傷の発生確率の試解析の結果及び考察を述べる。

**キーワード**：地震 PRA，多重故障起因事象，相関性

## 1. 緒言

階層イベントツリーでは多重故障起因事象の発生及びその成功基準，安全注入系配管の破断による起因事象と注入失敗の同時発生を明示的には表現できないという課題に対応するため，前報(1)の提案手法の考え方に基づき炉心損傷の発生確率の試解析を行い，その実行性の確認、従来手法との比較を行う。

## 2. 多重故障起因事象を考慮した炉心損傷確率の評価

### 2-1. 多重故障起因事象モデルの構築

従来の階層イベントツリー手法では，大破断 LOCA 相当の配管が，A，B，C と 3 本あり，その耐力が，A＜B＜C の時，配管 A の損傷確率＝大破断 LOCA という形で，起因事象の発生確率を求める際に耐力が一番低いもので代表する近似がなされることもあった．本研究の手法では，それぞれのシーケンスに含まれる配管及び機器の損傷の組み合わせから起因事象の発生確率を計算する．多重故障起因事象を考慮した論理モデルの例を図 1 に示す．

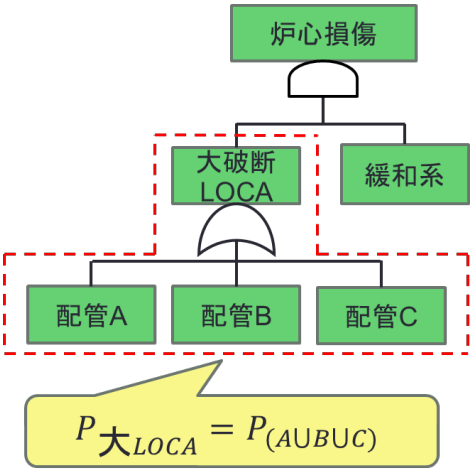



図 1 多重故障起因事象モデル例

### 2-2. ECCS 自己破断の考え方とモデル構築

2-1 では，起因事象のみを評価対象としていたが，実際のプラントではそれぞれのシーケンスに対し，炉心損傷（？）に発展させないための成功基準が存在する．多重故障起因事象を考慮し複数本の同時配管破断が発生した際にはそれぞれの漏えい面積を合計し，対応させる形で成功基準を設定した．さらに安全注入系配管（ECCS 配管）を起因事象側，安全注入系側の両方に組み込み，起因事象と注入失敗の同時発生を明示的に考慮できるロジックを作成し，簡易プラントモデルを対象として評価した．

## 3. 結論

多重故障起因事象及び ECCS の自己破断を考慮し評価に組み込むことで，より現実的な評価を行うことが可能になった．今後の課題としては，実機に対しても地震 PRA を行えるようにロジックを整理し、手法を確立していく．

## 参考文献

[1] Y. Watanabe, et.al, “Development of the DQFM method to consider the effect of correlation of component failures in seismic PSA of nuclear power plant”, Reliability Engineering and System Safety 79 (2003) 265–279.

*Yuki Kameko[1], Ken Muramatsu[1], Hitoshi Muta [1], Hiromichi Miura [2], Ryou Inomata [2], Tsuyoshi Uchida [2], and Katsunori Ogura [2]

[1]Graduate School Tokyo City University, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 炉心損傷事故への対処のための施設・設備機器の耐震裕度設定手法の提案

A methodology for establishing margin to facilities and equipment used during core damage accidents

*飯田　祐樹[1]，糸井 達哉[1]，関村 直人[1]

[1]東京大学

Facilities and equipment used during core damage accidents should function when beyond design basis earthquake occurs. In this study, a methodology to estimate a margin required for the items is proposed

**Keywords:** Severe accident, Seismic margin, Ground motion prediction

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、重大事故対処のための施設や設備機器の耐震設計法の整備に向けた取組みが進められている。そこでは、何らかの理由で重大事故が発生することを仮定し、その後発生する可能性がある地震に対して耐震安全性の確保を要求している。一方で、地震を誘因として炉心損傷等の事故が発生する場合に、事故対処のための施設や設備機器が事故発生後に有効に機能するかどうかは確率論的地震リスク評価等により評価される。これらの施設や設備機器は、設計基準を超えた地震に対しても機能することが求められるが、設計基準の地震動に対して十分な耐震裕度を付与することで設計基準を超える地震に対して機能を確保されるとしており、必要とされる耐震裕度に関する定量的な検討はそれほど行われていない。本研究では、重大事故等対処施設や格納容器、最終ヒートシンクなど炉心損傷事故対処のための施設や設備機器に追加的に付与すべき耐震裕度について、その定量的な評価方法の提案を行う。

## 2. 提案手法

地域の地震ハザードに加え、プラントの脆弱性に関する情報も併せて、炉心損傷事故対処のための施設や設備機器に付与すべき耐震裕度を定量的に評価し、それに対応する地震の震源像や敷地内外での地震動を求める。提案手法では、確率論的想定地震と条件付き平均スペクトル[1]の考え方を用いる。

## 3. 計算条件と結果

震源を特定しにくい地震を対象として、最大加速度（T=0.02s の加速度応答スペクトル[2]）の地震ハザード曲線を求めた。炉心損傷事故発生のプラントフラジリティ曲線は、最大加速度を指標に地震ハザード曲線の超過確率が $10^{-4}$/年の地震動での条件付き炉心損傷確率が $10^{-2}$、対数標準偏差が 0.4 の対数正規分布を仮定し、試算を行った。

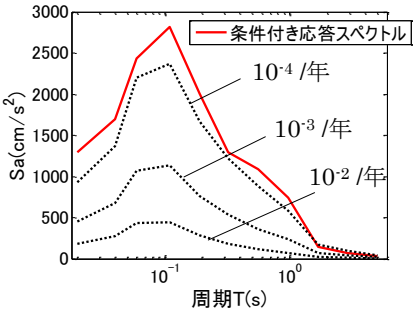



図１　炉心損傷発生シナリオにおける応答スペクトルと一様ハザードスペクトルの比較

図１に設定手法を用いた炉心損傷事故発生シナリオにおける条件付き平均応答スペクトルを示す。また、比較として一様ハザードスペクトルも併せて示す。短い周期になるほど条件付き平均スペクトルの超過確率が小さくなっている。このことから、炉心損傷事故の対処に用いる施設や設備機器の固有周期が長いなど、剛性が高い原子力プラントと異なる多様性が導入されている場合には、さらなる裕度を付加する必要が無いのに対して、原子力プラントと振動特性が類似した固有周期が短い施設や設備機器の場合にはより大きな地震動に耐える追加的な裕度が必要とされることが示唆される。

## 参考文献

[1]　J.W.Baker,　*J. Struct. Eng*, Vol.137, pp.322-331, 2011.

[2]　糸井達哉，村上誠樹，関村直人：日本地震工学会論文集，15(6)，6_126-6_141，2015.

---

*Yuki Iita[1], Tatsuya Itoi[1] and Naoto Sekimura[1]

[1] The University of Tokyo

# 地震リスクを考慮したレベル 2PRA 評価手法の開発

Study on Development of Level 2 PRA Methodology Considering Seismic Impact

*宮下 幹央[1], 牟田 仁[1], 村松 健[1]

[1]東京都市大学大学院

本研究では、地震の影響を考慮したレベル 2PRA の評価手法の開発を行う。評価モデル及び計算モデルを構築し、地震の影響を考慮した格納容器破損頻度及び格納容器破損に対する機器毎の重要度評価を行うことで AM 策及び防災計画に役立つ知見を提供する。

**キーワード**：地震の影響を考慮したレベル 2PRA, 格納容器イベントツリー, DQFM 法, 統合フォールトツリー

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故以降、地震・津波によるリスクが重要視されている。地震起因によるレベル 2PRA の評価は、内的起因の評価とは事故進展が異なる可能性があると考えられるため、独自に評価手法を構築する必要がある。本研究では、地震によって格納容器破損に至る事故シナリオをモデル化し、原子力プラントの安全性向上に寄与することを目的とする。

## 2. 研究概論

本研究において、事故シーケンス評価から格納容器破損論理の構築にあたり課題を以下に述べる。また、本研究では定量評価に SECOM2-DQFM を使用する。SECOM2-DQFM では事故シーケンス評価において格納容器破損論理をフォールトツリー(FT)で表し、定量化を行う。従って、これらの課題を解決するために FT 上で定量化モデルを検討する。

### 2-1. 物理現象の時系列を考慮したヘディングの順序付け

事故シーケンス評価では、格納容器破損に至る論理に従いヘディングの順序を定義するが、論理演算において事象発生の時系列を考慮するのは難しい。そこで、格納容器破損論理上の論理積に条件を付与するモデルを構築した。具体的には、論理積に付属する事象の発生はヘディングの選定で定義した順序でカットセットを選定し、論理演算するように条件付けるという手法である。

### 2-2. 格納容器破損論理における成功事象の定義

格納容器破損頻度は基本的に失敗事象の確率を集計していくことで算出されるが、破損モード毎に格納容器破損頻度を算出する際には、未発生の物理現象を含む事故シーケンスが発生するため、成功事象の発生確率を考慮する必要がある。このように、構築したイベントツリーで抽出したミニマルカットセットを使用することで成功事象を適切に考慮することが可能となる。図 1 に格納容器破損論理における成功事象の定義の概念図を示す。

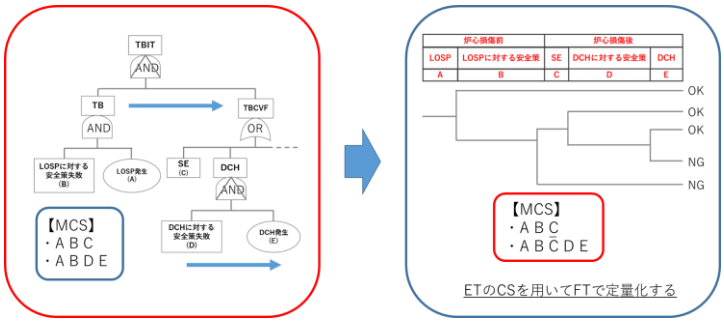



図 1 格納容器破損論理における成功事象の定義の概念図

## 3. 結論

物理現象の時系列の考慮と成功事象を定義し、地震によって格納容器破損に至る事故シーケンス評価モデルを構築した。今後、構築したモデルの妥当性と検証を行う予定である。

---

*Motohisa Miyashita[1], Hitoshi Muta[1] and Ken Mutamatsu[1]

[1]Tokyo City University Graduate Division.

General Meeting

Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room F
Kumume City Plaza - Creative Box

**[GM1F] 「原子力発電部会」第30回全体会議**

[GM1F] General Meeting

General Meeting

## [GM1F]「原子力発電部会」第30回全体会議

Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

# [GM1F]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Operation and Power Division

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [PL1F] International Trends on Nuclear Power Generation

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)

[PL1F01] Energy, Electric Power and Nuclear Power Situation in the World

*Kunihiro Tokai[1] (1.JEPIC)

[PL1F02] Trends on Nuclear Power Generation in Advanced and Developing Countries

*Masaharu Kobayashi[1] (1.JAIF)

原子力発電部会セッション「原子力発電に関する国際動向」

# （1）世界におけるエネルギー・電力及び原子力の情勢

(1) Energy, Electric Power and Nuclear Power Situation in the world

東海　邦博[1]

[1]一般社団法人　海外電力調査会

1. 「3E」から見たエネルギー・電力の現状

エネルギー・電力の現状は、「3E」の観点から以下のように分析される。

まずエネルギー・セキュリティ（Energy Security：エネルギーの安定供給）の観点からみると、一時、世界的に「アラブの春」、イランの核問題などで石油・ガス供給の不安定化への懸念から、化石燃料価格が上昇し、中・長期的にも中国、中東などの消費増で価格上昇が予想されていた。しかし、近年、米国でのシェールオイル、シェールガスの増産、また世界的な経済活動停滞によるエネルギー需要の鈍化により、化石燃料価格が低下しており、そのため、エネルギー・電力供給は現在、比較的安定している。この低価格は当面、続くとの予想もあるが、長期的には世界経済の回復により一定の上昇を示すと予想されている。

また、環境保護（Environmental Protection、地球温暖化の防止・抑制）の観点からは、ポスト京都として、2015 年 12 月の COP21 でパリ協定が合意され、各国は温室効果ガス（GHG）削減など中長期的な気候変動対策の実施を求められている。

さらに、経済性(Economical Efficiency：廉価なエネルギー・電力)の観点からは、特に欧米でガス・電力市場の規制緩和、自由化が 1990 年代から実施されてきた。この自由化により、電力の小売電力価格は一時的に低下したが、欧州では近年、再エネ開発補助コストなどが価格に上乗せされ、上昇している。米国では全面自由化が一部の州に限定されているが、近年、シェールガス増産でガス価格が低下していることなどから、電力価格が低下する州も出現している。

2. 世界各国のエネルギー・電力政策

世界各国のエネルギー・電力政策は、前述の「3E」に加え、福島事故を受けて、安全（Safety）の観点が改めて強調され、「3E＋S」観点から策定されるようになっている。欧州連合（EU）では 2009 年に「エネルギー・気候変動関連法規」が制定され、CO2 削減、省エネ、再エネ開発などの 2020 年目標が法制化されたのに続き、現在、2030 年目標の法制化に向けて作業が進められている。加盟各国では、この EU 政策に沿って、それぞれエネルギー・気候変動施策が実施されている。

特に EU では、固定価格買取制度（Feed-in-tariff:、FIT）に支えられ、再生可能エネルギー電源の開発が進んでいる。

米国ではブッシュ政権下、「包括エネルギー法」（2005 年）が制定され、化石燃料、原子力開発の推進が謳われたのに続き、現オバマ政権（2009 年～）下では、All of the above 政策（化石燃料、再生可能エネルギー、原子力などすべてのクリーンエネルギーの開発推進）が進められている。

その他世界各国、特に中国やインドなどの新興国においても、近年、発電部門においては、従来の石炭火力やガス火力に加えて、再エネや原子力電源の開発が進められている。

---

Kunihiro Tokai[1]

[1]Japan Electric Power Information Center, Inc.

3. 世界各国の原子力政策と開発状況

原子力発電開発は、欧米、日本など主に先進国で進められてきた。しかし、欧州では米国 TMI 事故、旧ソ連・ウクライナのチェルノブイリ事故、日本の福島事故を受けて、ドイツなど脱原子力に舵を切った国も出現している。しかし、福島事故後も、欧米の多数の原子力発電国では、既設の原子力発電所の運転を継続するとともに、米国、フランス、フィンランド、英国など新規建設に向かう国もある。また、脱原子力国の中には、電力供給上の必要性から、既設炉の運転を延長している国も存在する。

また、中国、インドなどの新興国など世界的には、原子力発電は、再生可能エネルギー電源と並ぶ重要な CO2 ゼロ・エミッション電源として、新規建設が進められている。特に中国での開発計画は大規模で、将来は米国と並ぶ原子力発電大国になるものと見られている。

この原子力発電の課題の一つは経済性である。既設炉については、天然ガス価格の低下により卸市場での電力価格が低下した米国の州などでは、経済性が成立せず、閉鎖される炉も出現している。このため、電力供給事業者が買い取る義務のあるクリーン電力の中に、再生可能エネルギーと同じく原子力発電も含める仕組みを導入することも検討されている。また、新規建設についても、EPR、AP1000 など第三世代炉の建設コストが巨額になることから、欧米では今後の建設計画が見直される事例も出現している。このため、英国では原子力発電にも、固定価格買取制度に類似した制度（FIT-CFD）を適用し、投資リスクを軽減する仕組みが導入されている。

原子力発電部会セッション「原子力発電に関する国際動向」

# （2）先進国及び発展途上国における原子力発電の動向

(2) Trends on Nuclear Power Generation in Advanced and Developing Countries

小林雅治[1]

[1]一般社団法人　日本原子力産業協会

福島第一原子力発電所事故後、世界の原子力開発は一時的にブレーキがかかった。ごく一部の国では、原子力の段階的廃止を決めた。しかし、世界全体としては、スローではあるが、原子力開発が推進されつつある。

**表 1** に、国際原子力機関（IAEA）が纏めている世界の原子力発電規模予測を示す。それによると、地域的には、極東、中東・南アジア、中東欧、中南米で、原子力規模が増加している。特に目立つのが、中国を含む極東である。これまで、世界の原子力開発の専らの担い手であった北米や西欧では、今後、原子炉の高経年化に伴い引退する原子炉数が、新規に建設・運転する原子炉数よりも多くなる傾向があり、中期的には原子力発電規模は停滞状況（あるいは減少状態）にあると言える。端的に言えば、原子力開発は、先進国から途上国にシフトしつつあるということである。因みに、2014 年の世界の原子力発電規模は、3 億 7,600 万 kW であった。これが 2030 年には、3 億 8,500 万～6 億 3,200 万 kW（2014 年値の 1.02～1.68 倍）になると予測されている。将来予測にかなりの幅があるが、低予測値と高予測値の中間値が、実現可能性が高いと見られている。

**表 1. IAEA による世界の原子力発電予測（2015 年 8 月発表）　単位：万 kW**

| 地　域 | 2014 年（実績） | 2030 年 | | 2050 年 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 低予測 | 高予測 | 低予測 | 高予測 |
| 北米 | 11,210 | 9,200 | 13,970 | 6,000 | 15,700 |
| 中南米 | 480 | 680 | 1,340 | 1,300 | 5,500 |
| 西欧＊ | 11,370 | 6,270 | 11,200 | 2,700 | 12,100 |
| 中東欧＊＊ | 4,970 | 6,410 | 9,350 | 6,300 | 12,600 |
| アフリカ | 190 | 190 | 650 | 700 | 3,800 |
| 中東・南アジア | 690 | 2,590 | 4,380 | 4,800 | 9,400 |
| 東南アジア・太平洋 | － | 0 | 400 | 500 | 1,800 |
| 極東 | 8,710 | 13,180 | 21,900 | 14,900 | 35,500 |
| 世界合計 | 37,620 | 38,530 | 63,180 | 37,100 | 96,400 |

＊西　欧：ベルギー、フィンランド、仏、独、英、伊、蘭、西、スイス、スウェーデン、墺、トルコなど

＊中東欧：アルメニア、ベラルーシ、ブルガリア、チェコ、ハンガリー、カザフスタン、リトアニア、ポーランド、ルーマニア、ロシア、スロバキア、スロベニア、ウクライナなど

**表 2** に、世界原子力協会（WNA）が纏めている世界各国の原子力発電開発状況を地域別に一覧表で示す。世界の地域分類が IAEA と若干異なっているが、ご容赦願いたい。中国の原子力開発が顕著であると上述したが、中国の建設中基数は 21 基で世界全体の 62 基の 34%（kW ベースでは 36%）を占めている。また、中国の計画中は 42 基、検討中は 136 基であり、まさに突出している。

Masaharu Kobayashi[1]

[1]Japan Atomic Industrial Forum, Inc.

運転中の原子力発電所の規模を国別に見ると、①米国 100 基、1 億 1 万 kW、②フランス 58 基、6,313 万 kW、③日本 43 基、4,048 万 kW、④中国 33 基、2,958 万 kW、⑤ロシア 35 基、2,605 万 kW、⑥韓国 25 基、2,302 万 kW、と続く。

しかし、原子力発電電力量（2015 年）のランキングでは、①米国 7,980 億 kWh、②フランス 4,190 億 kWh、③ロシア 1,828 億 kWh、④中国 1,612 億 kWh、⑤韓国 1,572 億 kWh、⑥カナダ 956 億 kWh、と続き、日本は、はるか後方に位置する。福島事故を契機に、日本の原子力発電所のほとんどがいまだに運転再開できていないためである。

また、表 2 から、各国の全電力供給に占める原子力発電電力量のシェアが分かる。それによると、①フランス 76.3%、②ウクライナ 56.5%、③スロバキア 55.9%、④ハンガリー52.7%、⑤スロベニア 38%、⑥ベルギー37.5%、となっている。

運転中の原子炉を持つ国を原子力発電国と呼び、運転中の原子炉を持たないが原子炉の導入を進めている国を（原子力発電）新規導入国と呼ぶ。原子力発電国は現在、31 カ国・地域である。同表は、主な原子力発電導入国も示しており、それらはアジア・中東・東欧地域に多い。新規導入国の中でも、ベラルーシとアラブ首長国連邦（UAE）では現在、原子力発電所を建設中であり、近いうちに原子力発電国に仲間入りする。次いで、ポーランド、ベトナム、バングラデシュ、トルコ、ヨルダンなどの国が原子力発電所の建設を計画している。サウジアラビアは検討中の国であるが、16 基 1,700 万 kW の大規模開発を検討している。

原子力発電国も新規導入国も共に、基本的には、エネルギーの安定供給と地球温暖化対策として、原子力開発を推進している。現在は、世界的には、軽水炉（PWR、BWR）（一部の国では重水炉）の開発が中心であるが、将来炉として、中小型炉（小型モジュール炉 SMR）や第 4 世代炉としての高速炉の開発も進行中である。石油の豊富な中東諸国が原子力開発に乗り出しているのは、将来的に石油を輸出目的等に温存し、電力は原子力で賄うと言う意味と、海水淡水化への利用も念頭においている。

**図 1. 主な原子力発電国・新規導入国**

（太字は原子力発電国、細字は新規導入国）

| | 先進国(OECD加盟国) | | | 途上国(OECD非加盟国) | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 欧 州 | 西欧・北欧・中東欧<br>**欧州連合(EU)** オランダ、ベルギー<br>フィンランド、チェコ、スペイン、スロバキア<br>スロベニア<br>スウェーデン<br>ハンガリー<br>ポーランド | EU | G7 英国<br>フランス<br>ドイツ<br>イタリア | **ルーマニア**<br>**ブルガリア**<br>リトアニア | **スイス**<br>**ウクライナ** | **旧ソ連**<br>ベラルーシ<br>**アルメニア**<br>カザフスタン |
| | | | | | G20 | |
| | | | | BRICS<br>**ロシア** | | |
| 北 米 | | **メキシコ** | **米国**<br>**カナダ** | | | |
| 南 米 | チリ | | | **ブラジル** | **アルゼンチン** | |
| アジア・大洋州 | | **韓国**<br>オーストラリア | **日本** | **中国**<br>**インド** | インドネシア | **台湾、北朝鮮、パキスタン**<br>ベトナム、バングラデシュ<br>タイ、マレーシア |
| 中東・北アフリカ | イスラエル | トルコ | | | サウジアラビア | **イラン**、UAE、エジプト<br>ヨルダン |
| アフリカ | | | | **南アフリカ** | | |

なお、先進国と途上国について、各種の分類方法があるが、一般的には経済協力開発機構（OECD）加盟国を先進国、非加盟国を途上国ということが多い。この分類に基づいて、表 2 の国々を原子力発電国と新規導入国に分けたものを**図 1** に示す。

図 1 には、G7、G20、BRICS（ブラジル、ロシア、インド、中国、南アフリカ）、EU（欧州連合）の分類も示す。この分類によると、ロシアは途上国であるが、1954 年に世界初の原子力発電所を運転させ、濃縮や再処理技術も保有し、現在、高速炉開発では世界の先頭におり、むしろ「原子力先進国」と呼ぶべきだろう。中国もまた、一般的には途上国であり、原子力発電の導入も遅かったが（最初の原子力発電所の運転開始が 1994 年）、最近では自身が知的財産権を持つ原子炉の輸出を積極的に進めており、高速炉や高温ガス炉の開発もかなり進んでいるなど、原子力については「新興原子力国」と呼んでもいいかもしれない。事実、OECD によると、ロシアが OECD への加盟手続き中であり、中国、ブラジル、インド、インドネシア、南アフリカについては、OECD との関係を強化する主要パートナーの扱いになっている。

講演では、主な先進国及び発展途上国（或いは原子力発電国と新規導入国）について、原子力開発の考え方（政策）、原子力発電計画、新型原子炉開発や放射性廃棄物処分・核燃料サイクルなどを含め、最近の原子力開発動向を紹介する。

表 2. 世界各国・地域の原子力発電開発状況

日本原子力産業協会作成

| 地 域 | 国・地域名 | 2015 年の原子力発電量とシェア | | 運転中の原子力発電所 | | 建設中の原子力発電所 | | 計画中の原子力発電所 | | 検討中の原子力発電所 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 億 kWh | % | 基 | 万 kWe | 基 | 万 kWe | 基 | 万 kWe | 基 | 万 kWe |
| 欧州 | **フランス (2)** | 4190 | 76.3 | 58 | 6,313.0 | 1 | 175.0 | 0 | 0 | 1 | 175.0 |
| | **ドイツ (9)** | 868 | 14.1 | 8 | 1,072.8 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| | **英国 (10)** | 639 | 18.9 | 15 | 888.3 | 0 | 0 | 4 | 610.0 | 9 | 1,180.0 |
| | **スウェーデン (11)** | 545 | 34.3 | 9 | 884.9 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| | **スペイン (12)** | 548 | 20.3 | 7 | 712.1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| | **ベルギー (13)** | 248 | 37.5 | 7 | 594.3 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| | **チェコ共和国 (16)** | 253 | 32.5 | 6 | 390.4 | 0 | 0 | 2 | 240.0 | 1 | 120.0 |
| | **スイス (17)** | 222 | 33.5 | 5 | 333.3 | 0 | 0 | 0 | 0 | 3 | 400.0 |
| | **フィンランド (18)** | 223 | 33.7 | 4 | 274.1 | 1 | 170.0 | 1 | 120.0 | 1 | 150.0 |
| | **ブルガリア (19)** | 147 | 31.3 | 2 | 192.6 | 0 | 0 | 1 | 95.0 | 0 | 0 |
| | **ハンガリー (21)** | 150 | 52.7 | 4 | 188.9 | 0 | 0 | 2 | 240.0 | 0 | 0 |
| | **スロバキア (23)** | 141 | 55.9 | 4 | 181.6 | 2 | 94.2 | 0 | 0 | 1 | 120.0 |
| | **ルーマニア (26)** | 107 | 17.3 | 2 | 131.0 | 0 | 0 | 2 | 144.0 | 1 | 65.5 |
| | **スロベニア (29)** | 54 | 38.0 | 1 | 69.6 | 0 | 0 | 0 | 0 | 1 | 100.0 |
| | **オランダ (30)** | 39 | 3.7 | 1 | 48.5 | 0 | 0 | 0 | 0 | 1 | 100.0 |
| | ポーランド | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 6 | 600.0 | 0 | 0 |
| | リトアニア | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 1 | 135.0 | 0 | 0 |
| | イタリア | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 旧ソ連 (CIS 等) | **ロシア連邦 (5)** | 1828 | 18.5 | 35 | 2,605.3 | 8 | 710.4 | 25 | 2,775.5 | 23 | 2,280.0 |
| | **ウクライナ (8)** | 824 | 56.5 | 15 | 1,310.7 | 0 | 0 | 2 | 190.0 | 11 | 1,200.0 |
| | **アルメニア (31)** | 26 | 34.5 | 1 | 37.6 | 0 | 0 | 1 | 106.0 | 0 | 0 |
| | ベラルーシ | 0 | 0 | 0 | 0 | 2 | 238.8 | 0 | 0 | 2 | 240.0 |
| | カザフスタン | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 2 | 60.0 | 2 | 60.0 |
| 北米 | **米国 (1)** | 7980 | 19.5 | 100 | 10,001.3 | 4 | 500.0 | 18 | 831.2 | 24 | 2,600.0 |
| | **カナダ (7)** | 956 | 16.6 | 19 | 1,355.3 | 0 | 0 | 2 | 150.0 | 3 | 380.0 |
| | **メキシコ (25)** | 112 | 6.8 | 2 | 160.0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 2 | 200.0 |
| 南米 | **ブラジル (20)** | 139 | 2.8 | 2 | 190.1 | 1 | 140.5 | 0 | 0 | 4 | 400.0 |
| | **アルゼンチン (24)** | 65 | 4.8 | 3 | 162.7 | 1 | 2.7 | 2 | 195.0 | 2 | 130.0 |
| | チリ | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 4 | 440.0 |
| アジア | **日本 (3)** | 43 | 0.5 | 43 | 4,048.0 | 3 | 303.6 | 9 | 1,294.7 | 3 | 414.5 |
| | **中国 (4)** | 1612 | 3.0 | 33 | 2,957.7 | 21 | 2,403.6 | 42 | 4,833.0 | 136 | 15,600.0 |
| | **韓国 (6)** | 1572 | 31.7 | 25 | 2,301.7 | 3 | 420.0 | 8 | 1,160.0 | 0 | 0 |
| | **インド (14)** | 346 | 3.5 | 21 | 530.2 | 6 | 430.0 | 24 | 2,390.0 | 36 | 4,160.0 |
| | **台湾 (15)** | 351 | 16.3 | 6 | 492.7 | 2 | 270.0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| | **パキスタン (28)** | 43 | 4.4 | 3 | 72.5 | 3 | 184.1 | 1 | 116.1 | 0 | 0 |
| | ベトナム | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 4 | 480.0 | 6 | 670.0 |
| | バングラデシュ | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 2 | 240.0 | 0 | 0 |
| | インドネシア | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 1 | 3.0 | 4 | 400.0 |
| | タイ | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 5 | 500.0 |
| | マレーシア | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 2 | 200.0 |
| | 北朝鮮 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 1 | 95.0 |
| 中東・北アフリカ | **イラン (27)** | 32 | 1.3 | 1 | 91.5 | 0 | 0 | 2 | 200.0 | 7 | 630.0 |
| | UAE | 0 | 0 | 0 | 0 | 4 | 560.0 | 0 | 0 | 10 | 1,440.0 |
| | トルコ | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 4 | 480.0 | 4 | 450.0 |
| | エジプト | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 2 | 240.0 | 2 | 240.0 |
| | ヨルダン | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 2 | 200.0 | 0 | 0 |
| | サウジアラビア | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 16 | 1,700.0 |
| | イスラエル | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 1 | 120.0 |
| **アフリカ** | **南アフリカ (22)** | 110 | 4.7 | 2 | 183.0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 8 | 960.0 |
| **世界合計** | **49 ヶ国・地域** | 24410 | 11.5 | 444 | 38,775.7 | 62 | 6,602.9 | 172 | 18,120.5 | 337 | 37,920.0 |

出典：WNA データ（2016 年 7 月 1 日現在）をもとに作成。

国・地域欄の（ ）表示は、運転中原子力発電規模の世界順位を示す。

運転中＝送電開始を含む、 建設中＝原子炉建屋への初コンクリート打設、又は大規模改修工事中

計画中＝承認、投資確認、8～10 年以内に運転開始見込み、 検討中＝個別プログラム、サイト提案、15 年以内に運転見込み。

太字は原子力発電国（原子力発電所が運転している国、現在 31 カ国・地域）。

細字は新規導入国（運転中の原子力発電所を持たない国、表には主な国として 18 カ国列挙）。

発電規模（kWe）については、運転中はネット出力、その他はグロス出力を示す。

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 4:05 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [1F09-13] Probabilistic Risk Assessment 2

Chair: Yoshiyuki Narumiya (KEPCO)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [1F09] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

(1)Review of Requirements on Scenario Identification and Reliability Data Development

*Ken MURAMATSU Muramatsu[1], Hitoshi Muta[1], Kosuke Matsuda[1], Hiroyuki Sato[2], Hirohumi Ohashi[2], Akemi Nishida[2], Tatsuya Itoi[3], Masayuki Tanabe[4] (1.Tokyo City University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.The University of Tokyo, 4.JGC Corporation)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [1F10] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

(2)Development of Source Term Evaluation Method

*Yuki Honda[1], Hiroyuki Sato[1], Hirofumi Ohashi[1], Akemi Nishida[1], Hitoshi Muta[2], Ken Muramatsu[2], Tatsuya Itoi[3], Masayuki Tanabe[4] (1.JAEA, 2.Tokyo City University, 3.The University of Tokyo, 4.JGC Corporation)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [1F11] Development of Dynamic Probabilistic Risk Assessment Model for PWR using Simplified Plant Simulation

*Shohei Otsuki[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1.Nagoya University Graduate School of Engineering)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [1F12] Conditional Monte Carlo method for large scale event tree analysis

*Shota Soga[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

---

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

### [1F13] Dynamic Risk Assessment of Combined Event of Earthquake and Seismic-induced Internal Flooding in Nuclear Power Plant

*SUNGHYON JANG[1], TAKAHIRO SUZUKI[2], AKIRA YAMAGUCHI[3] (1.Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo, 2.Department of Engineering, The University of Tokyo, 3.Nuclear Professional School, The University of Tokyo)

---

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

# 高温ガス炉の確率論的安全評価(確率論的リスク評価)手法の開発 （1）事故シナリオ分析及び信頼性データ整備の要件に関する調査・検討

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors
(1) Review of Requirements on Scenario Identification and Reliability Data Development

*村松健[1],牟田 仁[1],松田航輔[1], 佐藤博之[2],西田明美[2],大橋弘史[2],糸井達哉[3],田辺雅幸[4]
[1]東京都市大，[2]原子力機構，[3]東大，[4]日揮

事故のシナリオ分析と信頼性データベース整備に関わる既往のPRA実施基準の要求事項の調査に基づいて，高温ガス炉のPRA手法整備において特に留意すべき事項を検討した。

**キーワード：**高温ガス炉，PRA実施基準，事故シナリオ分析，信頼性データベース整備

## 1. 緒言

高温ガス炉の確率論的リスク評価（PRA）手法の確立に向けた研究[1]の一環として、国内外の学協会により公表されているPRA実施基準の調査を行っている。このうち，内的事象及び地震起因事象に関する事故のシナリオ分析と信頼性データベース整備に関する検討結果について報告する。

## 2. 調査対象

原子力施設に関するPRAの実施手順については，日本原子力学会の原子力発電所に関する内的事象のレベル1PRA[2], 地震PRA[3]及び米国機械学会及び米国原子力学会が作成している軽水炉のレベル1PRA[4], レベル2PRA[5], 軽水型先進炉のPRA[6]などを参考とした。

## 3. 得られた主な知見

我が国では，日本原子力学会により，多数のPRA実施基準が整備されてきたが，これらは軽水型原子力発電所を主な対象としている。高温ガス炉のように，①主たる安全機能を静的設備により達成するため静的機器の損傷時に引き起こされる事故シナリオの分析を丁寧に行うことが必要なこと，②ソースタームを支配するメカニズムが軽水炉と大きく異なるためレベル1とレベル2のPRAを一貫して行う必要があること,③開発段階にあり故障率などのデータの蓄積が浅いためそれを補う必要があることなどの特徴を有する炉には，それに応じた要件の明確化が必要である。そのためには，ASME/ANSの非軽水型先進炉向けPRA実施基準[6]は，我が国での高温ガス炉用PRA実施基準の整備にとって大いに参考となることが分かった。

**謝辞**　本研究は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の一部として実施した。

## 参考文献

[1] 佐藤博之他，「高温ガス炉の確率論的安全評価(確率論的リスク評価)手法の開発」日本原子力学会秋の大会予稿集２P17(2016), [2]日本原子力学会標準委員会, AESJ-SC-P008:2013, [3]同, AESJ-SC-P006:2015(2015), [4] ASME/ANS RA-Sa-2009, [5] Addenda to ASME/ANS RA-S–2008，[6] ASME/ANS RAS-1.2-2014.

---

*Ken Muramatsu[1], Hitoshi Muta[1], Kosuke Matsuda[1], Hiroyuki Sato[2], Akemi Nishida[2], Hirofumi Ohashi[2], Tatsuya Itoi[3], Masayuki Tanabe[3]
Tokyo City University[1], JAEA[2], The University of Tokyo[3], JGC Co.[4]

# 高温ガス炉の確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の開発
## (2) ソースターム評価手法の開発

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors
(2) Development of Source Term Evaluation Method

*本多友貴[1]，佐藤博之[1]，西田明美[1]，大橋弘史[1]，牟田仁[2]，村松健[2]，糸井達哉[3]，田辺雅幸[4]
[1]原子力機構，[2]東京都市大学，[3]東京大学，[4]日揮

設計基準を超える地震時のソースターム評価手法や静的機器損傷時の熱流動特性評価結果を報告する。
**キーワード：**高温ガス炉、確率論的リスク評価、ソースターム評価

**１．緒言**　高温ガス炉の確率論的リスク評価（PRA）手法の確立に向けて、静的機器損傷時のソースターム評価手法の開発を進めている。本発表では、ソースターム評価計算コードシステム概要と地震起因で１次系配管破損に原子炉停止機能喪失が重畳する事象発生時の原子炉熱流動特性評価結果を報告する。

**２．ソースターム評価計算コードシステム**

ソースターム評価計算コードシステム（表１）を用い、地震での損傷形態に基づく機器幾何形状や過渡条件等を入力として、プラント外へ放出されるソースタームを求める。原子炉熱流動特性評価における炉内黒鉛構造物損傷は、結晶粒の最密充填を仮定し、有効熱伝導度を有効媒質理論[1]と Selengut 相関式[2]の組み合わせで、流動抵抗を Ergun の式[3]で評価する。

表１　ソースターム計算コードシステム体系

| 計算対象 | 原子炉熱流動 | 燃料酸化挙動 | 燃料FP放出挙動 | FP移行挙動 |
|---|---|---|---|---|
| 入力 | 損傷形態に基づく機器幾何形状，過渡/境界条件 | 冷却材流量/温度/圧力，空気質量分率，構造材温度 | 燃料破損率，燃料要素温度 | 冷却材へのFP放出量 |
| 計算コード | RELAP5-3D | THYTAN | HTFP | FPTRAN |
| 出力 | 冷却材流量/温度/圧力，空気質量分率，構造材温度 | 燃料破損率 | 冷却材へのFP放出量 | ソースターム |

**３．原子炉熱流動特性評価**　RELAP5-3D を用いて、設計基準を超える地震発生時に想定される、１次系配管破損に原子炉停止機能喪失が重畳する事象について、モデルプラントの原子炉熱流動特性評価を実施した。解析結果から、当該事象について、選定した計算コードはソースターム評価に必要な冷却材流量や温度、圧力、空気質量分率、並びに、構造材温度分布（図１）を評価できることが示された。今後は、地震起因による緩和設備の多重故障や炉内黒鉛構造物の損傷を考慮した評価を進める。

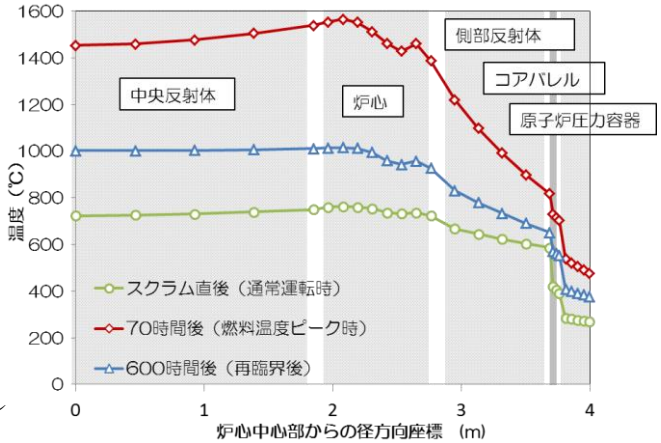



図１．原子炉径方向の構造材温度分布の変化

**謝辞**　本研究は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の一部として実施した。

**参考文献**　[1] R. Landauer, J. Appl. Phys., 23, 779-784 (1952).　[2] D. S. Selengut, Trans. Am. Nucl. Soc., 4, 398 (1961).
[3] S. Ergun, Chem. Eng. Prog., 48, 89-94 (1952).

*Yuki Honda[1], Hiroyuki Sato[1], Akemi Nishida[1], Hirofumi Ohashi[1], Hitoshi Muta[2], Ken Muramatsu[2], Tatsuya Itoi[3], Masayuki Tanabe[4]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo City University, [3]The University of Tokyo, [4]JGC Corporation

# 加圧水型原子炉における簡易プラントシミュレーションを用いたダイナミック PRA モデルの開発

Development of Dynamic Probabilistic Risk Assessment Model for PWR using Simplified Plant Simulation

*大槻 昇平[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

PWR における全電源・全給水機能喪失事故を模擬した事故進展解析の簡易モデルによる高速なシミュレーションと連続マルコフ過程モンテカルロ（CMMC）法に基づくランダムサンプリングを組み合わせることで、過酷事故シナリオ進展の時間的な不確かさを評価する手法を開発している。

**キーワード：**ダイナミック PRA，連続マルコフ過程モンテカルロ法，PWR，全電源喪失

## 1. 緒言

事故進展に時間依存性や、各事象間に相互依存性を伴う場合の事故進展定量化手法（CMMC カップリング手法）が先行研究[1]にて提案されている。しかしながら、既存のプラント解析コードを用いてこの手法を適用することは計算コストの観点から現実的ではない。そこで、PWR における過酷事故シナリオを簡略化したモデルに CMMC カップリング手法を適用することで過酷事故進展の時間的不確かさ評価を行っている。

## 2. 不確かさ評価モデル

既報[2]にて開発された PWR における全電源喪失事象の過酷事故進展簡易モデルを用いて事故進展解析を行う。その中で原子炉容器下部の破損に対して温度依存の破損確率を与える（式(1)）。破損確率に対してモンテカルロ法にて原子炉容器の状態（破損／非破損）を決定する。また、崩壊熱評価式 Way-Wigner 式と Zr 酸化反応量評価式 Baker-Just 式の係数に正規分布に従う不確かさを仮定し、炉心における発生熱量にもばらつきを与える。これらの要因による事故進展の時間的不確かさをランダムサンプリングにより評価した。

$$\begin{cases} P(T) = 0 & (T < T_s) \\ P(T) = c_1\left(1 - \exp\left(-c_2(T - T_s)\right)\right) & (T \geq T_s) \end{cases} \quad (1)$$

P:破損確率[/s], $T$:RV 下部ヘッド温度[K],
$T_s$:破損しきい温度[K],$c_1$:定数[/s],$c_2$:定数[/K]

## 3. 解析結果

シミュレーション開始から 60 秒後に全電源喪失を起因事象に原子炉トリップを起こし、その後冷却・給水などの安全系が作動しないという条件で解析を 3000 サンプル行った。その際の炉心平均温度解析結果の一部を Fig. 1 に示す。解析結果から、RV 下部の破損時刻に最大で約 50 分の開きがあることがわかった。

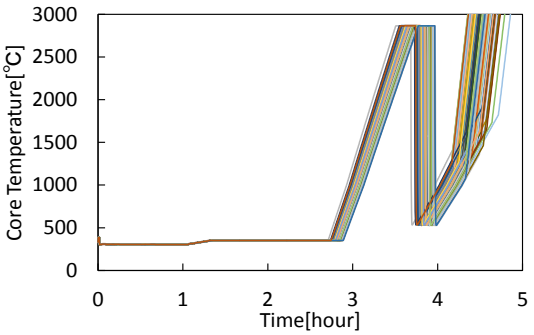



**Fig. 1　炉心温度結果（100 サンプル）**

## 4. 結論

炉心発生熱の不確かさと原子炉容器下部ヘッドのクリープ破損の不確かさを考慮した多数サンプルの過酷事故進展解析を行った。今後は、パラメータ不確かさ幅と確率分布をより詳細に取扱う解析を行い、核分裂生成物の放出量不確かさを評価できるようモデルに改良を加える予定である。

## 参考文献

[1]新崎聡司, “原子炉プラント動特性を考慮したレベル 2PSA 定量化手法に関する研究,” 修士論文, 大阪大学, (2011)
[2]大槻昇平, 遠藤知弘, 山本章夫, 日本原子力学会 2015 秋の大会, 静岡大学, 9 月 9-11 日, 2015, F10, (2015)

*Shohei Otsuki[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]　[1]Nagoya Univ.

# 条件付きモンテカルロ法による大規模イベントツリーの評価手法の検討

Conditional Monte Carlo method for large scale event tree analysis

*曽我 昇太[1]

[1]電力中央研究所

条件付きモンテカルロ法と二分決定図を用いたマルチユニットモデルを対象とした評価法を検討した。モンテカルロ法のサンプルあたりの計算コストはイベントツリー（ET）数に対して線形に増加するため、本手法では複数基を考慮した場合でも効率的な解析が可能となる。

**キーワード**：条件付きモンテカルロ法、マルチユニット PRA、分散低減法

## 1. 緒言

マルチユニットなどを対象とした確率論的リスク評価では、複数基のイベントツリーを連立することによる大規模なイベントツリーを解く必要がある。しかしながら、既存の手法では計算コストの増大または計算精度の問題により、実機レベルでのマルチユニット PRA に適用された手法は報告されていない。そこで、本研究では実機レベルでの解析に向け条件付きモンテカルロ法を用いた解析手法を検討する。

## 2. 条件付きモンテカルロ法

条件付きモンテカルロ法とは、全分散の法則に基づく条件付き確率を用いた分散低減法である。本手法では FT もしくは ET 間で共通となる機器の損傷状態をサンプル毎に乱数を用いて決定することにより、各ユニットモデルを連立する必要がなくなり、さらに二分決定図を用いて各ユニットの条件付き炉心損傷頻度を算出することにより統計的に炉心損傷頻度の推定が可能になる。DQFM 法[1]等では発生確率の低いシーケンスを正確に計算できないが､本手法はサンプルあたりのスコアが 0/1 ではなくなり､stratified sampling などの分散低減法を併用することができるため､効率的な炉心損傷頻度の推定が可能になると考えられる。

## 3. 数値実験及び結論

図 1 に示した FT1 と FT2 は 20%の基事象を共有している。2 基間で共有している基事象の損傷状態を乱数で決定し、試行毎に独立して評価した FT1 と FT2 の条件付き発生頻度から推定したシーケンスの発生頻度を表 1 に示す。表 1 から FT 間の各シーケンスの発生頻度が正しく推定できていることがわかる。本検討により、複数基の FT/ET を独立して正しく評価できることを示した。本手法により、大規模な ET の連立であっても、適切な分散低減法を併用することにより、低コストでマルチユニットの炉心損傷頻度を推定できる可能性がある。

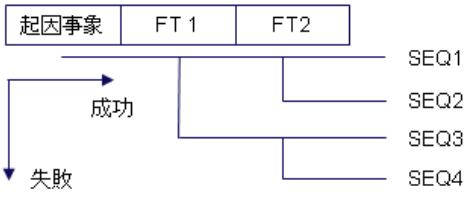



図 1 イベントツリーモデル

表 1 シーケンス発生頻度の推定値（サンプル数 $10^6$）

| | 平均値 | MCSE | MCSE/平均値 (%) |
|---|---|---|---|
| SEQ2 | 2.51E-03 | 1.60E-05 | 6.39E-03 |
| SEQ3 | 2.24E-03 | 1.46E-05 | 6.54E-03 |
| SEQ4 | 2.56E-03 | 4.72E-05 | 1.84E-02 |

**参考文献**

[1] Watanabe Y, et al (2003). Development of the DQFM Method to Consider the Effect of Correlation of Component Failures in Seismic PSA of Nuclear Power Plant. Reliability Engineering and System Safety, Vol.79, 265-279.

*Shota Soga[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 原子力プラントの地震・内部溢水複合事象の動的リスク評価

Dynamic Risk Assessment of Combined Event of Earthquake and Seismic-induced Internal Flooding in Nuclear Power Plant

*張　承賢[1]，鈴木　貴大[2]，山口　彰[3]
[1]東大院・原子力国際専攻，[2]東大・工，[3]東大院・原子力専攻

原子力発電所タービン建屋における地震起因の内部溢水事象に対して連続マルコフ過程モンテカルロ法(CMMC 法)を用いて求めた時間進展による水位上昇を考慮した安全設備の内部溢水による機能損傷確率と、複数の地震動を考慮して求めた地震による機能損傷確率を、フォールトツリー(FT)に組み込むことで、原子力プラントにおける地震と内部溢水事象のカップリングシナリオについて定量化を行った。

**キーワード**：連続マルコフ過程モンテカルロ法（CMMC 法)、内部溢水、複合事象、動的リスク評価

**1. 緒言**　内部溢水事象発生時に安全上重要な設備の機能喪失確率は水位上昇に伴い変化する。溢水伝播経路を考慮し、時間進展による水位変化を把握できれば、炉心損傷に至るまでの時間猶予を評価することが可能となり、原子炉施設の効果的なアクシデントマネジメント（AM）策の整備に有用であると考えられる。本研究では、タービン建屋内の非耐震性配管の地震起因の内部溢水事象を仮定し、CMMC 法を用いて時間進展による水位上昇を考慮した安全設備の内部溢水による機能損傷確率と複数の地震動レベルに応じた各設備の地震による機能損傷確率を求める。これらを各設備の機能喪失確率の FT に組み込むことで、炉心損傷確率の時刻歴変化を評価し、地震(外部)と溢水(内部)複合事象のシナリオ定量化を行う。

**2. 内部溢水シナリオ評価モデル**　内部溢水による水位上昇は、溢水源、溢水区画、漏えい量を同定し、伝搬経路における漏えい量を計算することで評価する。伝播経路における漏えい量は、止水板からの越流量(式 1)と止水板の破損によって生じた隙間(断面積 A)からの浸水量(式 2)によって決まる。

$$Q_{overflow} = {}^{2}/_{3} \times W \times \sqrt{2g} \times h^{3}/_{2} \quad (1)$$

$$Q_{leak} = c \times A \times \sqrt{2g\Delta h} \quad (2)$$

(**W**:水路幅、**h**:止水板における水位の差、**c**:流量係数、**g**:重力加速度、$\Delta h$: 止水板間の水位差)

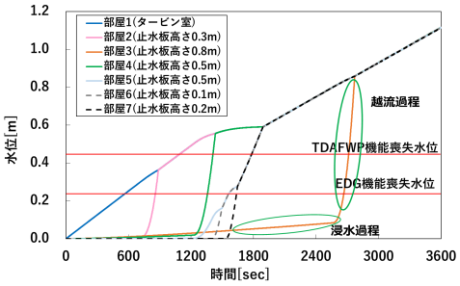



図 1 溢水伝播による各部屋の水位

図 1 に内部溢水伝播モデル[1]を用いて計算した各部屋における水位変化を示す。タービン動補助給水系ポンプ(TDAFWP)と非常用ディーゼル発電機(EDG)の機能損傷水位は 45cm と 23cm であり[2]、溢水によって部屋内水位が機能損傷水位に達すると内部溢水による設備の機能損傷確率を 1 とみなす。また複数の地震動の加速度に対して安全設備の機能損傷確率を求め、一部の結果を図 2 に示す。加速度が 300 gal の時には 1500 秒まで EDG より MDAFWP（モータ動補助給水ポンプ）の機能損傷確率が高くなっているのに比べ、1200 gal 時には常に MDAFWP の機能損傷確率が EDG より高い。これは加速度に応じて炉心損傷に至る支配的なシナリオが変わることを示唆する。FT を用いて溢水と地震による安全設備の機能損傷確率から求めた機能喪失確率をイベントツリーに組み込むことで、内部溢水事象の時間進展による水位変化と複数の地震加速度モードを考慮した炉心損傷確率を求めた。

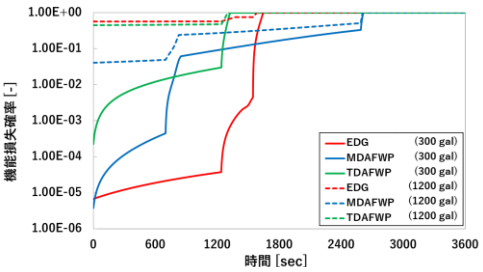



図 1 各設備の機能喪失確率

**3. 結論**　本研究では、内部溢水及び地震の複合事象に対して時間進展と複数地震動モードを考慮したシナリオ定量化手法を構築した。各部屋内の時間進展による水位変化を評価することで、内部溢水に対する AM 策の効果を定量的に評価することが可能となった。また複数の地震動モードによる安全設備の機能損傷確率を評価することで地震によって生じる固有な内部溢水シナリオについて評価を行うことが可能となった。

**参考文献**

[1] 松田高志他、原学会 2014 年春の年会、N21、2014、 [2]Dominion, Internal Flooding Risk Reduction Activities, 2006

*Sunghyon Jang[1], Takahiro Suzuki[2], Akira Yamaguchi[3]
[1]Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo [2]Department of Engineering, The University of Tokyo, [3]Nuclear Professional School, The University of Tokyo

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Wed. Sep 7, 2016 4:05 PM - 5:40 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 7:05 AM - 8:40 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [1F14-19] Fukushima Nuclear Power Plant Accident

Chair: Hiroshi Kawai (TEPSYS)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [1F14] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(13)Current status of the MAAP enhancement project

*Yoshiji Karino[1], Yoshihiro Kojima[1], Rui Chihara[1], Koji Nishida[2] (1.IRID(Toshiba), 2.IRID(Hitachi-GE))

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [1F15] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(14)Unit-1 accident progression analysis by the improved MAAP code

*TAKESHI SAKAI[2,1], Tadashi Fujii[2,1], Kojo Nishida[2,1] (1.Hitachi-GE, 2.IRID)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [1F16] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(15)Unit-2 accident progression analysis by the improved MAAP code

Rui Chihara[1], *Yoshihiro Kojima[1], Yoshiji Karino[1] (1.IRID(Toshiba))

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

### [1F17] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(16)Unit-3 accident progression analysis by the improved MAAP code

*Yoshihiro Kojima[1], Yoshiji Karino[1], Rui Chihara[1] (1.IRID(Toshiba))

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

### [1F18] Exploration for buried object in concrete using phased array method

*akio sumita[1], kenji osaki[1], katsumi masaki[1] (1.TOSHIBA)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

### [1F19] Operation Side Ideas of the Searching of the Nuclear Reactor Conditions at SBO

(5)Understanding of the Operation of IC by New Modeling Analysis and Incidental Manual

*Kazuo Watanabe[1] (1.Watanabe Lab. for WNR Cx)

5:35 PM - 5:40 PM JST | 8:35 AM - 8:40 AM UTC

Time reserved for Chair

# 過酷事故解析コードＭＡＡＰによる炉内状況把握に関する研究
# （13）全体状況

Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code
(13) Current status of the MAAP enhancement project

*狩野　喜二[1]，小島　良洋[1]，千原　瑠為[1]，西田　浩二[2]
[1]IRID（東芝），[2]IRID（日立 GE）

福島第一原子力発電所の中長期的な廃止措置に向けた取り組みの一環として，過酷事故解析コード MAAP※を用いた事故進展解明や炉内状況把握のための解析コード高度化を推進した。
**キーワード**：MAAP，過酷事故解析，事故進展

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故進展解明や炉内状況推定に向けた過酷事故解析コード MAAP のモデル高度化と事故進展解析を推進している[1][2][3]。本報は，平成 27 年度実施内容のうち，全体状況とモデル改良の概要を報告する。

## 2. 実施内容

平成 25 年度までの改良 MAAP の課題及び福島第一原子力発電所の事故進展解明を目的とした PIRT [4]を参考として，MAAP のモデル高度化項目を策定し，平成 26 年度~平成 27 年度の 2 年間にわたり高度化を推進した。図 1 にモデル改良の概要（平成 26 年度実施分と平成 27 年度実施分）を示す。平成 27 年度は，一次系熱水力モデル改良，RPV 下部構造物溶融モデル追加，サンプ配管へのデブリ流入モデル追加，デブリ・コンクリート混合物性モデル改良，PCV 内局所流動（成層化）モデル追加，核分裂生成物沈着モデル改良を実施した。改良した MAAP により福島第一原子力発電所 1～3 号機の事故進展解析結果及びその他のデータから総合的に評価した燃料デブリ分布の推定結果を表 1 に示す。

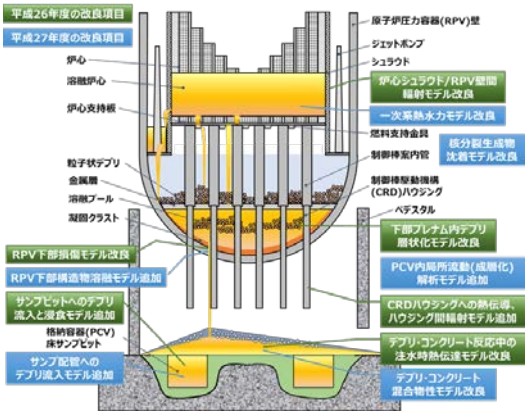



図 1　MAAP モデル改良の概要

表 1　燃料デブリ分布の推定結果

| | 1号機 | | 2号機 | | 3号機 | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 場所 | 評価値 | 代表値 | 評価値 | 代表値 | 評価値 | 代表値 |
| 炉心部 | 0~3 | 0 | 0~51 | 0 | 0~31 | 0 |
| RPV底部 | 7~20 | 15 | 25~85 | 42 | 21~79 | 21 |
| ペデスタル内側 | 120~209 | 157 | 102~223 | 146 | 92~227 | 213 |
| ペデスタル外側 | 70~153 | 107 | 3~142 | 49 | 0~146 | 130 |
| 合計値 | 232~357 | 279 | 189~390 | 237 | 188~394 | 364 |

（燃料+溶融・凝固した構造材(コンクリート成分を含む)の重量（ton））

## 3. 結言

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し作業に向けた炉内状況推定への活用を目的とし， MAAP のモデル高度化を推進した。本シリーズ発表では，平成 27 年度に実施した本研究の各実施内容を報告する。

※MAAP：米国電力研究所（EPRI）が所有するコードの略

**ー謝辞ー**

本研究は，経済産業省 「平成２６年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。コードの改良は，米国 EPRI にて実施した。

**参考文献**

[1] 日本原子力学会「2013 春の年会」，N45～N49，[2]日本原子力学会「2014 秋の大会」，H01～H04，[3]日本原子力学会「2015 秋の大会」，F07~F09，[4]日本原子力学会「シビアアクシデント評価」研究専門委員会，平成 25 年 11 月

* Yoshiji Karino[1] , Yoshihiro Kojima[1] , Rui Chihara[1] and Koji Nishida[2]
[1]IRID(Toshiba), [2]IRID(Hitachi-GE)

# 過酷事故解析コードＭＡＡＰによる炉内状況把握に関する研究
# （14）改良 MAAP による福島第一 1 号事故進展解析

Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code
（14）Unit-1 accident progression analysis by the improved MAAP code

*酒井　健[1]，藤井　正[1]，西田　浩二[1]
[1]IRID(日立 GE)

福島第一原子力発電所の炉内および格納容器内部の状況を解析的に把握するため，改良版 MAAP を用いた事故進展解析を実施し，プラント事象進展の分析を行った。また，得られた解析結果と現在得られているプラントの情報を用いて，想定しうる炉内状況の推定を実施した。

**キーワード：**MAAP，福島第一原子力発電所，過酷事故解析，　炉内状況把握

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故進展解明や炉内状況推定の活動の一環として，改良版 MAAP による福島第一 1 号機の事故進展解析を実施した。本報では，PCV 内の圧力，温度の実測値より推定した RPV への注水についての検討結果を報告する。

## 2. 消防車から RPV への注水について

図 1 に D/W 圧力と炉圧の実測値を示す。消防車からの注水は，当初 CS ラインに供給され，2011/3/23 に給水ラインへ切り替えるまで実施されている。事故後一週間の間の D/W 圧力は，断続的にしか記録されていないが，炉圧の実測値より点線のようであったと推定できる。1 号機の場合，溶融デブリが格納容器床上に落下している可能性が高く，注水量が変化したタイミングで，デブリ冷却に伴う蒸気発生量の変化により，D/W の圧力も変化すると考えられるが，D/W 圧力はほぼ直線的に推移している。

図 2 の D/W 圧力の評価結果では，注水が RPV に到達するケースにおいて，連続注水開始の時点で蒸気発生により急激に圧力が上昇する。一方，注水が未到達のケースでは炉圧の実測値と同様にほぼ直線的に低下する。従って，2011/3/23 以前に実施された 1 号機への注水で，RPV に到達した量は少なかった可能性が高いと考えられる。

## 3. 今後の課題

上記のように 3/23 まで RPV への注水が溶融デブリに到達しなかったと想定した場合，ペデスタルのコンクリート侵食は解析ではペデスタル健全性に影響があるレベルとなった。一方，2015/4 に実施された 1 号機の PCV 内部調査では，構造上の大きな損傷は確認されていない。以上のことから，実機のコンクリート侵食は今回の MAAP 解析結果よりも小さい可能性も考えられ，廃炉に向けた炉内状況の把握のためには，今後とも，解析結果と PCV 内部調査結果の間にある差異の原因について，検討が必要である。

## 4. 結論

PCV 内の圧力，温度の実測値より，消防車からの注水について推定した結果，2011/3/23 以前に実施された 1 号機への注水で，RPV に到達した量は，少なかった可能性が高いことが分かった。今後，廃炉に向けた炉内状況の把握のために解析結果と PCV 内部調査結果の間にある差異について検討していく必要がある。

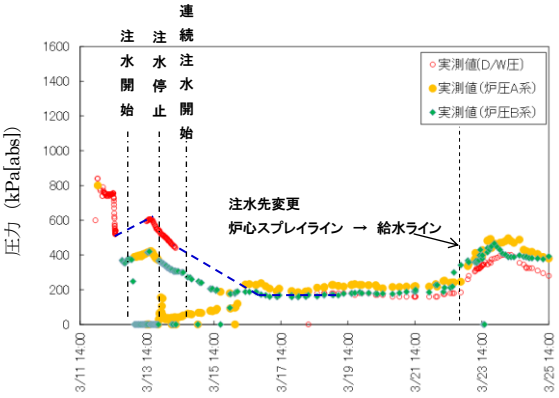



図 1　1F-1 PCV 内圧力の実測値

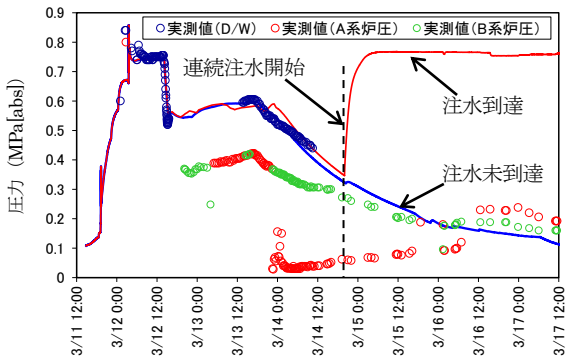



図 2　MAAP による D/W 圧力の評価結果

**－謝辞－**
本研究は，経済産業省 「平成２６年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故進展解析及び実績データ等による炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

*Takeshi Sakai[1],　Tadashi Fujii[1] and Koji Nishida[1]
[1]IRID(Hitachi-GE)

# 過酷事故解析コードＭＡＡＰによる炉内状況把握に関する研究
# （15）改良ＭＡＡＰによる福島第一２号機事故進展解析

Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code
(15) Unit-2 accident progression analysis by the improved MAAP code

*千原　瑠為[1]，小島　良洋[1]，狩野　喜二[1]
[1]IRID（東芝）

福島第一原子力発電所の事故進展解明や炉内状況の把握に資するため，改良版 MAAP※用いて 2 号機の事故進展解析を実施し，改良モデルの影響について確認するとともに，燃料デブリ分布等について検討した。
**キーワード：**MAAP，福島第一原子力発電所 2 号機，過酷事故解析

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故進展の解明等を目的とし，平成 26 年度に改良された MAAP コードによる 2 号機及び 3 号機事故進展解析が実施された[1]。平成 27 年度には，更なるモデル高度化を推進し，改良された MAAP により各号機の事故進展解析を実施し，事故進展シナリオの分析や燃料デブリ・FP の分布の推定に活用した。本報では，2 号機の事故進展解析について示す。

## 2. 解析条件

解析に使用する条件は，2012 年 3 月に東京電力より公表された条件（時系列データ，初期運転条件，注水温度等）や最新事故進展分析[2]等を参考として境界条件を設定した。

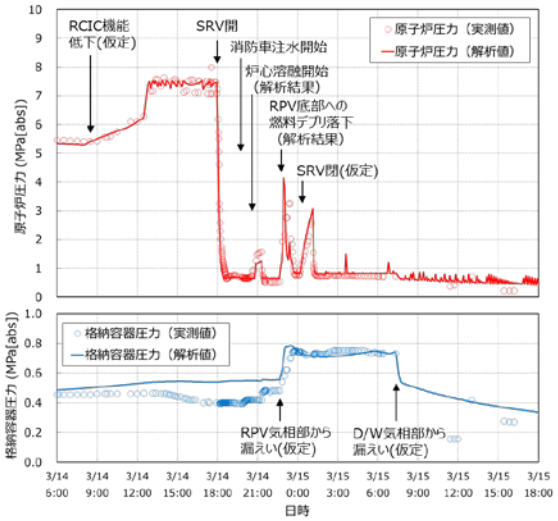



図 1　原子炉及び格納容器圧力変化の比較

## 3. 解析結果

最新事故進展分析[2]で検討された原子炉急速減圧後の三度の圧力上昇に着目し，その再現を試みた。図 1 に原子炉及び格納容器圧力変化の比較を示す。境界条件調整によって，圧力挙動を概ね再現できたものの，この期間に下部プレナムに落下する炉心溶融物量は比較的小さく，原子炉圧力容器（RPV）損傷の有無はその後の消防ポンプからの注水量に支配された可能性が考えられる。表 1 に示す三回目の圧力上昇以降の注水量の感度解析結果より，注水量の想定により燃料デブリ分布に影響することが分かる。

表 1　注水量の感度解析結果

| 第３ピーク以降の注水量 | RPV破損時刻 | RPV破損モード | 下部プレナム内デブリ量 | PCV内デブリ量（コンクリート含む） |
|---|---|---|---|---|
| 0.4 t/h | 2011/3/15 18:34 | 計装管損傷 | 約25t | 約232t |
| 2.3 t/h | 2011/3/16 13:14 | 下部ヘッドクリープ破損 | 約39t | 約212t |
| 3.9 t/h | 2011/3/16 21:39 | 下部ヘッドクリープ破損 | 約28t | 約284t |
| 5.5 t/h | – | – | 約6t | – |

## 4. 結論

改良版 MAAP による事故進展解析への影響確認を目的として 2 号機の事故進展解析を実施した。これらの解析結果には依然として大きな不確かさが存在する。現場情報やその他の詳細評価なども踏まえ，炉内状況推定やデブリ取り出し計画策定に活用していく。

※MAAP：米国電力研究所（EPRI）が所有するコードの略

**－謝辞－**

本研究は，経済産業省　「平成２６年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。コードの改良は，米国 EPRI にて実施した。

**参考文献**

[1] 日本原子力学会「2015 秋の大会」，F09，[2] 東京電力（株），「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討　第 3 回進捗報告」，2015 年 5 月 20 日

*Rui Chihara[1], Yoshihiro Kojima[1], and Yoshiji Karino[1]
[1]IRID(Toshiba)

# 過酷事故解析コードＭＡＡＰによる炉内状況把握に関する研究
# （16）改良ＭＡＡＰによる福島第一３号機事故進展解析

Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code
(16) Unit-3 accident progression analysis by the improved MAAP code

*小島　良洋[1]，千原　瑠為[1]，狩野　喜二[1]
[1]IRID（東芝）

福島第一原子力発電所の事故進展解明や炉内状況の把握に資するため，改良版 MAAP※用いて 3 号機の事故進展解析を実施し，改良モデルの影響について確認するとともに，燃料デブリ分布等について検討した。
**キーワード：**MAAP，福島第一原子力発電所 3 号機，過酷事故解析

## 1. 緒言

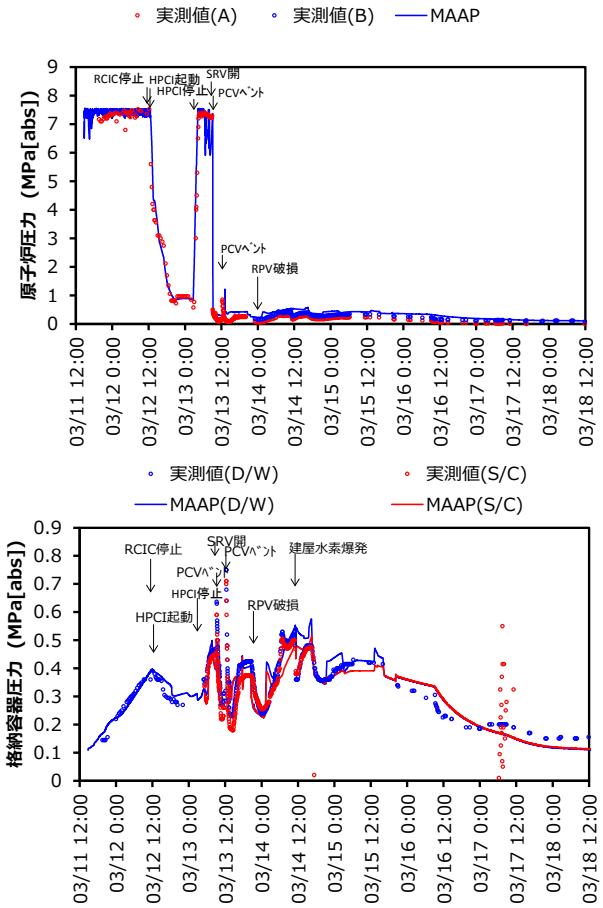
福島第一原子力発電所の事故進展の解明等を目的とし，平成 26 年度に改良された MAAP コードによる 2 号機及び 3 号機事故進展解析が実施された[1]。平成 27 年度には，更なるモデル高度化を推進し，改良 MAAP により各号機の事故進展解析を実施し，事故進展シナリオの分析や燃料デブリ・FP の分布の推定に活用した。本報では，3 号機の事故進展解析について示す。

## 2. 解析条件

解析に使用する条件は，2012 年 3 月に東京電力より公表された条件（時系列データ，初期運転条件，注水温度等）に加え，最新の事故進展分析[2]を参考として境界条件を設定した。

## 3. 解析結果

解析結果例として，原子炉及び格納容器圧力の実測値との比較を図 1 及び図 2 に示す。消防車注水量等の境界条件への依存性は依然として大きく，本解析では実測値を概ね再現する注水量を想定している。本解析では，3/13 12:00 頃の原子炉圧力上昇が概ね再現されており，下部プレナムへの炉心溶融物の落下に起因するものと推定される。




## 4. 結論

改良版 MAAP を用いた事故進展解析への影響を確認することを目的として 3 号機の事故進展解析を実施した。これらの解析結果には依然として大きな不確かさが存在する。FP 分布については，各号機の PCV 内実測値と異なる傾向が得られており，事故進展及び物理現象モデル両面からの検討が必要であり，現場情報やその他の詳細評価なども踏まえた上で，炉内状況推定やデブリ取り出し計画策定に活用していく。

※MAAP：米国電力研究所（EPRI）が所有するコードの略

**－謝辞－**

本研究は、経済産業省 「平成２６年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。コードの改良は，米国 EPRI にて実施した。

**参考文献**

[1] 日本原子力学会「2015 秋の大会」，F09，[2] 東京電力（株），「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討　第 4 回進捗報告」，2015 年 12 月 17 日

*Yoshihiro Kojima[1], Rui Chihara[1] and Yoshiji Karino[1]
[1]IRID(Toshiba)

# コンクリート埋設物探査技術の開発

Exploration for buried object in concrete using phased array method

*隅田 晃生，尾崎 健司，正木 克実
（株）東芝

鉄筋コンクリート（RC）への貫通工事では、電線管や接地線等の有無を検出する必要がある。電磁波を所望域にフォーカシングできるフェーズドアレイ式コンクリート埋設物探査技術を開発し、試作機にて、これまで検出困難であった鉄筋（φ38mm）の真下にある電線管（φ20mm）の検出に成功した。

**キーワード：鉄筋コンクリート，ボーリング，埋設物，探査，電磁波，フェーズドアレイ**

**1. 緒言** RC への貫通工事では、電線管や接地線等の誤切断防止を目的に図面やレーダ式探査機を用いた事前調査を行い貫通域内の干渉物の確認を行っている。一方、密な配筋の底部や鉄筋背後に存在する埋設物は電磁波が鉄筋に干渉して検出できない問題があった。そこで電磁波の干渉を避けるにはフォーカシングが有効と考え、フェーズドアレイ法を適用したコンクリート埋設物探査技術の開発を行った。

**2. 実験方法** 図 1 に試作開発したアンテナ部を示す。本アンテナ部では 16 素子アレイアンテナと電磁界シミュレーション解析で求めた各アンテナへの給電線長差で電磁波に位相差を持たせてフォーカシングを実現している（図 2）。測定はアンテナ部を所定間隔で走査して行い、ベクトルネットワークアナライザを使用して 1GHz～5GHz をステップ入力し、合成開口処理時に周波数選択できるようにした。実験はコンクリートを模擬した誘電体（6 号珪砂槽）中の深さ 120mm の位置に φ38mm 鉄筋と φ20mm 電線管の模擬体を密着配置し、送信電磁波を 20° 方向にフォーカシングさせたアンテナ部を珪砂表面に密着し、その状態を維持しながら 10mm 間隔で走査・測定を実施した（図 3）。

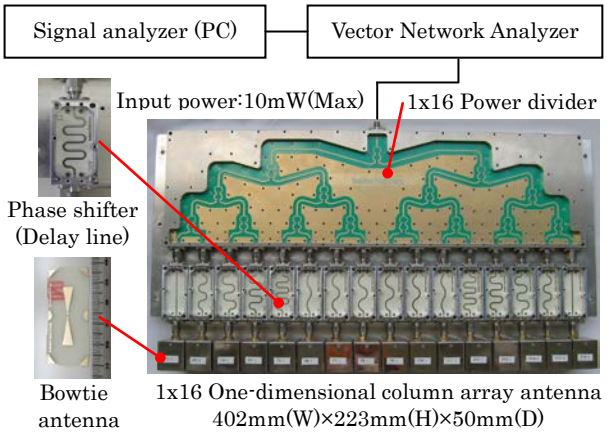



図 1. 試作開発した埋設物探査機のアンテナ部

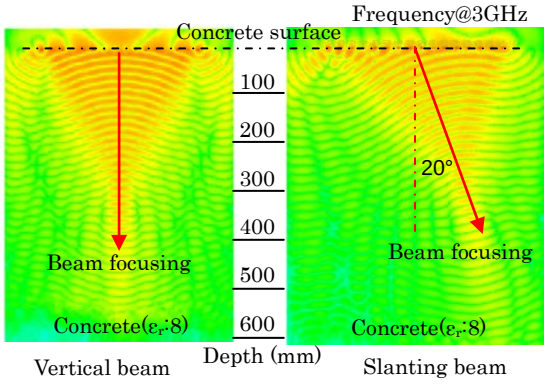



図 2. 電磁界シミュレーション解析結果

**3. 結果** 図 4 に測定結果のイメージングを示す。解析周波数を 3.5GHz とすることで φ38mm 管と分離して φ20mm 管を検出できることを確認した。また、反射信号の観測結果からも両者が分離できていることを確認した。

**4. 結論** 電磁波を所望域にフォーカシングできる埋設物探査技術を開発し、これまで検出困難であった鉄筋背後に隠れた埋設物を検出できる可能性を示した。今後は、RC を用いた実証試験検証を進めて本埋設物探査技術の確立を目指す予定である。

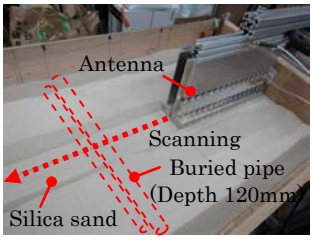



図 3. 実験体系と測定方法

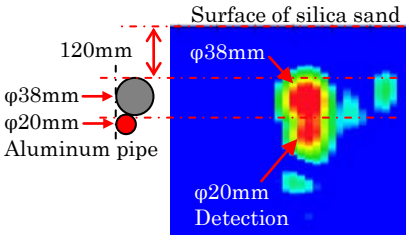



図 4. 測定結果のイメージング

**参考文献**

[1] 芝田他「フェーズドアレイ法による欠陥検出技術」IIC REVIEW/2005/4. No. 33 pp. 27-35.

*Akio Sumita, Kenji Osaki, Katsumi Masaki TOSHIBA Corporation.

# 全電源喪失時における反応炉状況把握技術の提案
# （５）IC 作動問題の東電進捗報告解析とマニュアルによる理解

Operation Side Ideas of the Searching of the Nuclear Reactor Conditions at SBO
(5) Understanding of the Operation of IC by New Modeling Analysis and Incidental Manual

*渡邊一男 [1],　　[1] WNR-Cx 渡邊研究処

IC performances after earthquake to Tsunami could apparently be found as unrealized by clear record of pressure and water level record of No.1 reactor. Theoretical analysis, operation manual and actual manipulation of control systems were also clarified. However, they say these could find already sufficient items of facts of IC operation as the saying of operators, reduces of cooling water and chart records of reactor performance. Diversity of understanding would be compared as like of Copernican and those must be clarified and we are expecting that those were dissolved.

3.11 福島第一 1 号機の地震 - 津波間の IC 作動問題につき、反応器の圧力・水位チャート記録の詳細読取から、定性的理論解析・実際操作推定により、最初の 2 系統自動起動以外は、不作動であると報告した。しかし、討議は充分の相互理解には進展せず、独自調査を継続した。知見には、規制委員会情報に事故時運転操作手順書があり、また東電未解明問題検討チームの新たな解析があった。それぞれ考察を試みた。

**キーワード**：１号機、IC、反応器圧力・水位、チャート記録、崩壊熱、冷却水、SRV、HPCI、マニュアル

**まえがき**：福一・１号機の地震－津波間の IC 不作動についての現場的視点での 2-4 報による提議は、福島セッション会場諸氏には唐突に過ぎたか、3 件 30 分の報告に対して、討議は 15 分の半ばを残して座長判断により中止している。今回は、事故措置マニュアルおよび反応器圧力解析の新資料による追補報告である。

## １．１号機事故時運転操作手順にみる IC 作動問題

規制委員会資料に、2010 年の改訂マニュアルがあり、1 号機では、事象ベースの場合は、**図１**のように、スクラム時の対応は、専ら SRV、HPCI であり、IC の指定はない。徴候ベースの場合も SRV の先行である。即ち、自動作動は別として、マニュアルにない IC を繰返し手動作動したとすれば、このマニュアルを指摘していない事故調等の既出報告の調査方針・内容に問題ありと云わざるを得ないのではないか。

## ２．福一新報告にみる反応器圧力挙動解析

東電未解明問題検討進捗チームの 2015 年報告に、反応器圧力挙動の解析が示されている（**図２**）。3.11 後 4 年を経ての調査目的を示してほしい。解析が実測値を大きく乖離していることに、解析目的に疑問を感じる。また最初の降圧時には作動線があるが、後半 3 回には作動線のみられないことに疑問を感じる。

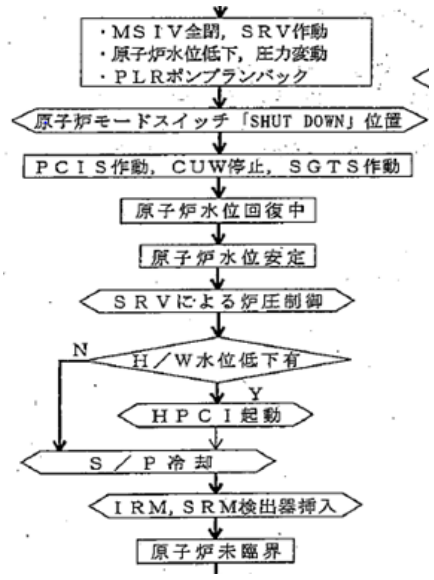



**図１**．事象事故時運転操作手順

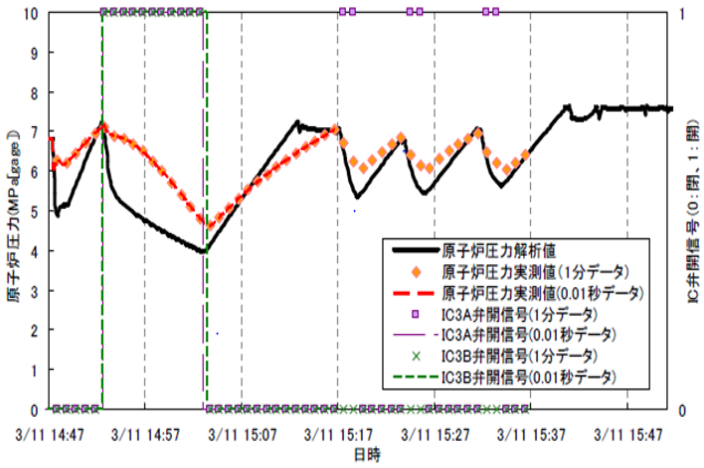



**図２**．東電 2015 年報告にみる反応炉圧力 MAAP 解析値

## ３．東電担当者との協議

本件は当事者との情報交換が必須と考え準備を進めている。

**結論**：近時、「3.11 後 5 年」が枕詞となっている。本シリーズ報告では、福島ストーリーの第 1 章冒頭部分の要修正を提議している。即ち、事故措置マニュアルには IC 作動の規定がないにもかかわらず、事故調報告等の既出資料にはその記述がなく、まとめには疑問が残る。また、東電新解析をその後の新データを用いた MAAP 解析とみれば、チャート記録との乖離との整合に疑問が残る。大方の論議の発展を期待したい。

**資料**：1) 東京電力，１号機事故時運転操作手順書（事象ベース）2011-2-5
2) 福島第 1 原子力発電所 1 ～ 3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討進捗報告書・第 4 回, 2015-12-17

Kazuo Watanabe [1],　　[1] WNR-Cx Watanabe Lab.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Wed. Sep 7, 2016 5:40 PM - 6:45 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 8:40 AM - 9:45 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [1F20-23] LWR performance duirng an accident 1

Chair: Koichi Nakamura (CRIEPI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

### [1F20] Study on Enhancement of Containment Behavior Analysis for LWR

*Tazai Ayuko[1], Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1] (1.Graduate school of Tokyo City University)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

### [1F21] Thermal-hydraulic Analysis of BWR Containment Response to Accidents using the GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package

(1)Hydrogen Concentration Analysis

*Hiroshi Kawai[1], Kouta Tominaga[1], Daisuke Fujiwara[1] (1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

### [1F22] Structural Integrity Sensitivity Analysis of Reactor Pressure Vessel Based on Probabilistic Fracture Mechanics During Thermal Transient Condition

*Ryuta Okayama[1], Suzuki Masahide[1], Yinsheng Li[2], Jinya katsuyama[2] (1.Nagaoka university of technology, 2.Japan Atomic Energy Agency)

6:25 PM - 6:40 PM JST | 9:25 AM - 9:40 AM UTC

### [1F23] Performance evaluation of EPDM at elevated temperature

*ken suzuki[1], Shinichi Matsuda[2], Naoya Kani[2], Takuya Sugimura[2], Yusuke Tsutsumi[1] (1.NIPPON VALQUA INDUSTRIES, 2.Chubu Electric Power)

6:40 PM - 6:45 PM JST | 9:40 AM - 9:45 AM UTC

### Time reserved for Chair

# 軽水炉の格納容器挙動解析の高度化に関する検討

Study on Enhancement of Containment Behavior Analysis for LWR

*田財 亜由子[1]、牟田 仁[1]、村松 健[1]
[1]東京都市大学大学院

本研究では、事故時に運転員の手動起動に期待する機器および格納容器の破損防止のための機能の作動がプラントに及ぼす効果について評価し、各緩和設備の最適な操作タイミングを検討する。

**キーワード：**格納容器挙動解析，事故進展解析，THALES-2

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故以降、格納容器ベント（フィルタベント）等のシビアアクシデント（SA）設備が追加されたことにより、各電力会社は事故時の運転マニュアルの見直しを図っている。よって本研究では JAEA が開発した総合的シビアアクシデント解析コード THALES-2 を用いて格納容器内の挙動を把握し、運転員の手動起動に期待する機器の操作タイミングの最適化の検討及び、格納容器の破損防止のための機能の有効性について評価を行う。

## 2. 研究方法

対象プラントは BWR-5 Mark Ⅱ とし、THALES-2 に PCV 内の物理現象や緩和機能等の制御信号を組み込んだモデルを構築した。想定する事故シーケンスは、高圧及び低圧注水が機能喪失する TQUV とした。TQUV 時に、逃し安全弁(SRV)を用いた運転員による手動原子炉減圧操作、デブリ冷却のためのペデスタル注水及びフィルタベントによる格納容器ベントの作動タイミングについて様々なケースを想定した解析を実施した。更に、ドライウェルスプレイ及び格納容器内の水素処理システムの効果についても評価した。

## 3. 結果と考察

TQUV 時に SRV を用いた手動原子炉減圧操作についてはスクラム後から 10～300 分間で減圧開始のタイミングを変更し解析実施した。解析から SRV の手動操作の時刻が格納容器破損のタイミングを大きく変えることが分かった。図 1 にドライウェル圧力を示す。炉心溶融後に SRV が開く場合 PCV 破損を早めるため、炉心溶融前である約 1.6 時間以前に SRV による RPV 減圧を行うことが必要であることが判明した。またペデスタル注水ラインについては RPV 破損前にペデスタルへの水張りが成功するケース、RPV 破損直後にペデスタル注水を開始したケース、RPV 破損から 0.5 時間後に注水を開始したケースについて解析を実施した。解析の結果、格納容器破損の時刻は水張りが成功したケースではスクラム後約 25.3 時間、RPV 破損直後にペデスタル注水を開始したケースでは約 24.3 時間、RPV 破損から 0.5 時間後に注水を開始したケースでは約 18.7 時間であった。RPV 破損以前にペデスタル注水を行うことで PCV 破損までの時間を延長できることが明らかになった。さらに PCV ベントを組み合わせて実施することで PCV 破損を防止することができる。以上の結果及びドライウェルスプレイ及び水素処理システムについても解析を実施し、PCV 破損時刻を延長するために機器の最適な作動タイミングについて検討を行い報告する予定である。

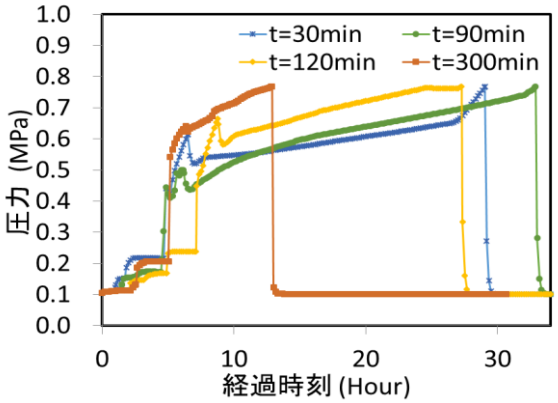



図 1 減圧開始時刻の違いによるドライウェル圧力の変化

*Ayuko Tazai[1]、 Hitoshi Muta[1] and Ken Muramatsu[1]、
[1]Tokyo City Univ.

# 統合汎用多次元熱水力解析コード GOTHIC による BWR 事故時格納容器解析
# （1）水素濃度解析

Thermal-hydraulic Analysis of BWR Containment Response to Accidents
using the GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package
(1) Hydrogen Concentration Analysis

*河合　宏[1]，富永　浩太[1]，藤原　大資[1]
[1]テプコシステムズ

GOTHIC コードを用いた多次元解析により、各種格納容器（PCV）水素濃度低減対策を実施した場合の PCV 内局所流動を明らかにし、水素濃度低減対策の効果を評価した。

**キーワード：GOTHIC**，シビアアクシデント，格納容器、水素濃度、水素爆発、

## 1. 緒言

MAAP コードや MELCOR コードのようなシステム解析コードでは PCV 内の空間をドライウエル（D/W）、ペデスタル、ベント管、サプレッションチェンバ（S/C）等の 4～5 ボリューム程度に分割し、各ボリュームの圧力、温度、水素濃度、流体の流速等のパラメータは各ボリュームの平均値として計算する。シビアアクシデント時に、PCV スプレイ、PCV ベント、及び窒素パージ等の PCV 水素濃度低減対策を実施する場合、各水素濃度低減対策の正の効果（スプレイ水、ベント、パージ等による水素撹拌効果等）と負の効果（PCV 内蒸気凝縮による水素濃度上昇等）を把握する必要がある。また、PCV 過温対策の効果を把握する意味でも、PCV 内の 3 次元熱流動を把握することが重要となる。この背景の下、本研究では GOTHIC コードを用いた PCV 多次元解析を実施し、スプレイ冷却やヒートシンクによる冷却による循環流が、PCV 内の水素の拡散・撹拌挙動、及び PCV 内温度分布に及ぼす影響を調査した。

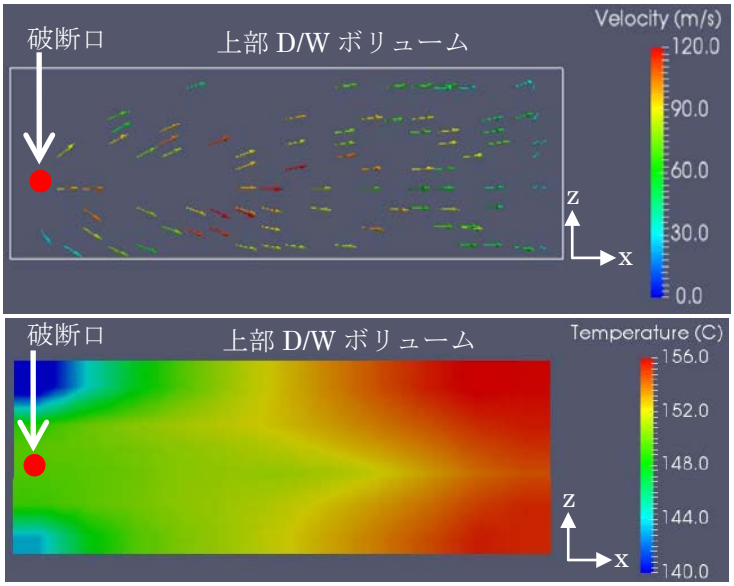
## 2. 解析

### 2-1. GOTHIC 評価体系

ABWR プラントの PCV を、3 次元にノード分割して模擬した。ヒートシンクとして PCV の外壁、PCV 内の壁、PCV 内構造物を模擬した。また、PCV スプレイ、D/W クーラ、可燃性ガス濃度制御系（FCS）を GOTHIC コードのコンポーネントモデルにより模擬した。

### 2-2. 対象事象・解析条件

水素発生量が多いシビアアクシデント事象を対象とし、1 次系から PCV への冷却材と水素の流入条件（流入箇所、圧力、温度、流量）は、MAAP 解析結果を境界条件に設定した。右図に LOCA（給水配管破断）発生直後の上部 D/W 内の蒸気の流れと温度の分布を示す。




### 2-3. 解析結果

GOTHIC 評価結果と MAAP 評価結果の PCV 圧力、温度、水素濃度を比較すると共に、GOTHIC の 3 次元熱流動から PCV スプレイの水素攪拌効果、及び PCV ベントと窒素パージによる水素濃度低減効果等を確認した。

### 参考文献

[1] GOTHIC THRMAL HYDRAULIC ANLYSIS PACKAGE USER MANUAL, TECHNICAL MANUAL

*Hiroshi Kawai[1], Kouta Tominaga[1] and Daisuke Fujiwara[1]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

# 原子炉圧力容器の構造健全性の確率論的評価における熱過渡条件に関する感度解析

Structural Integrity Sensitivity Analysis of Reactor Pressure Vessel Based on Probabilistic Fracture Mechanics During Thermal Transient Condition

*岡山 龍太[1]，鈴木 雅秀[1]，李 銀生[2]，勝山 仁哉[2]
[1]長岡技術科学大学，[2]原子力研究開発機構

原子炉圧力容器の構造健全性を評価するために、確率論的破壊力学を用いた手法が近年注目されている。そこで、現在の原子力プラントで使用されている決定論的手法から求められる裕度(温度裕度)について確率論的破壊力学から求められる破壊確率及び亀裂進展確率との比較を、様々な熱過渡条件に対して実施した。

**キーワード：**確率論的破壊力学，原子炉圧力容器，加圧熱衝撃，熱過渡条件，構造健全性評価

## 1. 緒言

確率論的評価は亀裂の形状や分布などの不確定要素を取り扱うことが可能であることから、合理的に構造健全性評価を行うことができる。本研究では、決定論的手法から求められる温度裕度(ΔTm)について確率論的破壊力学から求められる亀裂進展確率及び条件付破壊確率との比較を様々な熱過渡条件に対して検討した。

## 2. 解析条件

原子力研究開発機構が開発した確率論的破壊力学コード PASCAL3[1]を用いた。解析条件を以下に示す。母材厚 165mm、クラッド厚 6mm の 2loop 圧力容器に対し、3 つの熱過渡条件(小破断 LOCA(SBLOCA)、大破断 LOCA(LBLOCA)、及び主蒸気管破断(MSLB))を与えた。決定論的解析における亀裂形状は、JEAC4206-2007 に規定されている半楕円亀裂(10mm×60mm)とした。一方、確率論的解析における亀裂形状は半楕円亀裂とし、亀裂のアスペクト比及び亀裂分布においては、対数正規分布及び Marshall 分布を用いた。また、ΔTm は高温予荷重(WPS：$\frac{dK_I}{dt} \geq 0, K_{Imax} > K_I$)効果を考慮しているため、Fig.1 に示す通り応力拡大係数の最大値とその同値における破壊靭性の温度差として計算した。

## 3. 解析結果

Fig.2 に条件付亀裂進展確率あるいは条件付破壊確率と ΔTm との関係を示す。条件付亀裂進展確率、条件付破壊確率と ΔTm は一定の相関があることが確認できるが、後者は前者に比べ、熱過渡依存性が大きくなっていることがわかる。特に、LBLOCA においては、内面の冷却速度は速い一方、外面付近の温度は高いため、内面で亀裂が進展しても、その進展が停止する確率が高いため、条件付破壊確率は低くなると考えられる。これらの熱過度依存性の要因などを講演時に議論する。

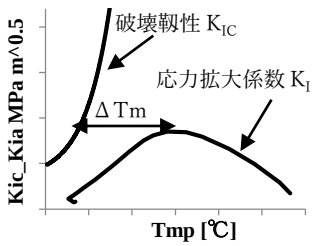



Fig.1 温度裕度 ΔTm

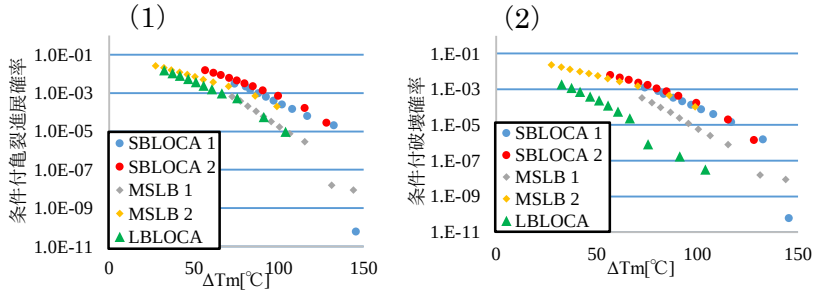



Fig.2 条件付亀裂進展確率(1)及び条件付破壊確率(2)と ΔTm との関係

**参考文献**

[1] Masaki, K., et.al., JAEA-Data/ Code 2010-033.

*Ryuta Okayama[1], Masahide Suzuki[1], Yinsheng Li[2] and Jinya Katsuyama[2]
[1]Nagaoka University of Technology., [2]Japan Atomic Energy Agency.

# 改良 EPDM 材料の高温環境特性の評価

Performance evaluation of EPDM at elevated temperature

*鈴木　憲[1]，松田　真一[2]，可児　直也[2]，杉村　卓哉[2]，堤　裕介[1]

[1]日本バルカー工業，[2]中部電力

200℃を超える高温域でのシール材料の耐性を確認する目的で、高温蒸気耐性確認試験を実施したので、結果を報告する。

**キーワード：**シビアアクシデント，ガスケット，ゴム

## 1. 緒言

原子力設備の安全性向上取り組みにより、シビアアクシデント（以下、「SA」という。）時に放射線の暴露、高温および水蒸気雰囲気に晒される原子炉格納容器のシール部等に、改良 EPDM 材が採用されており、これらシール部のシール性能が SA 環境においても維持できることが、圧縮永久ひずみ試験等の結果に基づき評価されている。今回、改良 EPDM 材のポテンシャルを見極め、今後の原子炉設備の更なる安全性向上に寄与するため、SA 環境を大きく超えた高温、水蒸気雰囲気での改良 EPDM 材の健全性を評価した。

## 2. 実験

現在、想定されている SA 環境における改良 EPDM 材の健全性は、EPDM 大形試験片（JISK6262）にγ線 800kGy 照射し、200℃、飽和蒸気にて暴露した圧縮永久ひずみ試験の結果に基づき評価を行っている。今回、同形状試料にγ線 1MGy を照射し、265℃の高温飽和蒸気環境にて複数の時間条件で暴露し圧縮永久ひずみ試験を行い、改良 EPDM 材の健全性を評価した。なお、本試験では、265℃では 5.1MPa の飽和蒸気圧力が作用しており、改良 EPDM 材には温度のみならず、非常に高い圧力が作用する試験となっている。

## 3. 結果・考察

168 時間暴露後における圧縮永久ひずみ率は 34%であり、試験後の試料外観は、圧縮永久ひずみ治具接触面（シール面相当）には異常はなかった。直接暴露される側面には、軽微な格子状のクラックが確認されたが、断面観察の結果、クラックは表面層のみで試料内部に異常はなく、シール性能への影響はないと考えられる。また、72 時間暴露後の圧縮永久ひずみ率が 25%であったことから、一般的なゴムの使用限界値である圧縮永久ひずみ率 80%に至る時間を評価した結果、1700 時間以上と評価された。

以上より、改良 EPDM 材は、265℃飽和蒸気環境においても長期にわたり健全性は確保できると考えられる。今後、更なる高温環境下における改良 EPDM 材の健全性評価を進めていく。

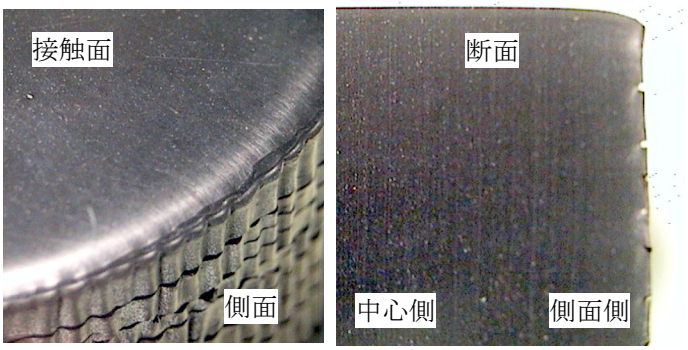



図 1：評価後試料外観及び断面

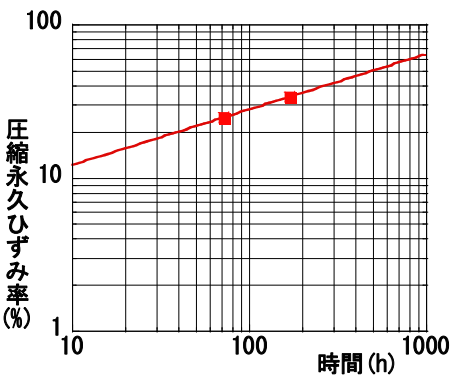



図 2：265℃高温飽和蒸気中圧縮永久ひずみ試験

* Ken Suzuki[1], Shinichi Matsuda[2], Naoya Kani[2], Takuya Sugimura[2] and Yusuke Tsutsumi[1]

[1]NIPPON VALQUA INDUSTRIES., [2]Chubu Electric Power.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：305-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 4:40 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [1G01-07] Maintenance, inspection, monitoring

Chair: Naoyuki Kouno (Hitachi)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [1G01] Wearable Computing for Support Systems at Work Site of Nuclear Plant

*Musashi Shigeyama[1], Kenji Osaki[1], Yukinori Hirose[1], Takaki Kato[1] (1.Toshiba)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [1G02] Sizing characteristics of defect length on ferromagnetic material surface by eddy current testing

*Noriyasu Kobayashi[1], Souichi Ueno[1], Takashi Kasuya[1], Kentaro Tsuchihashi[1] (1.Toshiba)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [1G03] Laser Excited Ultrasonic Approach for Non-destructive Evaluation of Nuclear Power Plant Structures

*Akinori Furusawa[1], Akihiko Nishimura[1], Kazuhiro Torimoto[2], Yusuke Takenaka[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Nippon Advanced Technology Co.,Ltd., 3.A-tec Co., Ltd.)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [1G04] Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 3
(1)Experimental approach

*Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mituyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1.Nuclear Fuel Industries ltd., 2.Atree, Inc)

---

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

### [1G05] Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 3
(2)Theoretical studies using the finite element method

*Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1.Nuclear Fuel Industries,Ltd, 2.Atree, Inc)

---

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

### [1G06] Development of a new inspeciton system for mechanical anchor bolts based on hammering tests (4)

*Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Yasufumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1.Nuclear Fuel Industries, ltd., 2.Atree Inc.)

---

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

### [1G07] Diagnosis of Social Infrastructures Based on Probabilistic Fracture Mechanic Analysis by Dr. Mainte, Integrated Simulator of Mainte nance Optimizatoin of LWRs

*Yoshihiro Isobe[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Shinobu Yoshimura[2] (1.NFI, 2.The University of Tokyo)

---

4:30 PM - 4:40 PM JST | 7:30 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

# 原子力プラントの現場作業を支援するウェアラブルシステム

Wearable Computing for Support Systems at Work Site of Nuclear Plant

*重山 武蔵[1]，尾崎 健司[1]，廣瀬 行徳[1]，加藤 貴来[1]

[1](株)東芝

小型の情報端末やヘッドマウントディスプレイ、カメラなどのウェアラブルデバイスや線量計等のセンサを活用し、原子力プラントでの作業の正確性と安全性向上を目指したシステムを開発した。本稿では、原子力特有の課題を整理し、遠隔作業支援や作業者管理のため構築したシステムについて報告する。

**キーワード**：現場支援、ウェアラブル、ヘッドマウントディスプレイ（HMD）、被ばく管理

**1. はじめに**　保守作業のヒューマンエラー防止や正確性向上に加え、被ばく低減などの安全対策を目的とした作業支援システムを開発している。近年身に着けられるほどに小型軽量化したことで製造現場などでの導入が進むウェアラブルデバイスを活用し、事務所等からの遠隔指示と、身に着けたセンサによる作業者モニタリングで現場作業の支援を試みた。

**2. 現場作業でのニーズ**　現場作業では、紙に印刷した手順書やチェックリストが使用されるため、作業後にＰＣ入力等の作業が発生し二度手間となっている。また熟練作業者の退職により、経験の浅い作業者が現場を任される場合があり、技能継承を踏まえた作業確認・指示手段が必要である。また放射線管理区域で業務する全ての作業者は、個人線量計を身に着けて自身が被ばくした積算線量を計測しているが、空間線量率の時系列変化や測定位置情報と併せて管理することで、放管業務への活用が期待できる。

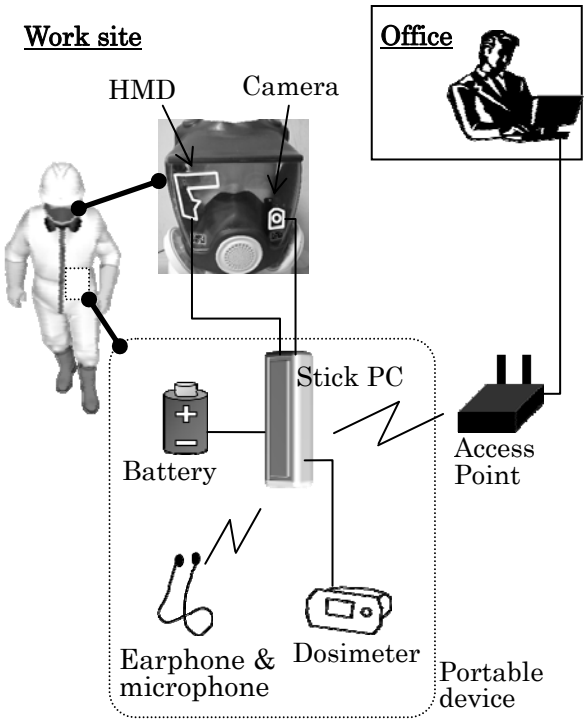



**図１ 作業支援システムの構成**




**図２ 線量表示のイメージ**

**3. システム構成**　図 1 に構築したシステムの構成を示す。作業者はHMDとカメラを身に着けることで、ハンズフリーで事務所と情報共有することができる。特に全面マスク等の呼吸保護具を装着が要求されるエリアでも使用できるよう、各デバイスをマスク内に格納できる構成とした。その際、瞳孔間距離の個人差（平均 61.9mm、標準偏差 3.54mm[1]）を軽減するため、瞳孔間距離平均値の位置から±5mm で調整可能とし 92.1%の装着者に使用可能とした。作業者に提示される線量情報のイメージを図２に示す。透過型のHMDを採用することで、周囲を確認しながら線量情報を視認可能とした。

**4. おわりに**　原子力プラントの現場作業における課題を改善することを目的とした作業支援システムを開発した。今後、フィールドでの運用試験を行い、システムの成立性と効果の検証、および改善と必要な機能の追加検討を進める。

**参考文献**　[1] 河内まき子・持丸正明,、2005　AIST 人体寸法データベース、産業技術総合研究所 H16PRO　287.

*Musashi Shigeyama[1], Kenji Osaki[1], Yukinori Hirose[1], Takaki Kato[1]

[1]Toshiba

# 渦電流探傷による強磁性体表面での欠陥長さ測定の特性

Sizing Characteristics of Defect Length on Ferromagnetic Material Surface by Eddy Current Testing

*小林 徳康，上野 聡一，糟谷 高志，土橋 健太郎
株式会社東芝

運転期間延長に必要な特別点検の一項目に材質が強磁性体で構成される部位の渦電流探傷試験がある。強磁性体を模擬した電磁界数値計算を行い、欠陥長さ測定への影響を予測した。

**キーワード**：非破壊検査，渦電流探傷，強磁性体，欠陥長さ測定

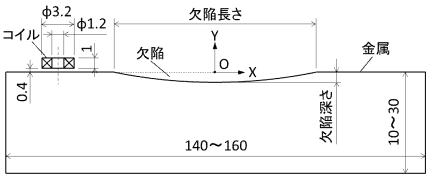
## 1. 緒言

国内原子炉の 40 年を超える運転期間延長認可申請には特別点検が必要であり、その対象部位及び点検方法のひとつに低合金鋼（強磁性体）で構成される部位の渦電流探傷試験がある[1]。そこで、強磁性体表面での欠陥長さ測定に着目し、数値計算によりその特性を評価した。

## 2. 二次元電磁界数値計算による欠陥長さの評価

### 2-1. 計算モデルと手順

欠陥端部から 20 mm の位置（初期位置）にパンケーキコイルを配置し、有限要素法により渦電流密度と磁束密度を計算した（図 1）。コイルを X 軸方向に移動させながらこの計算を繰り返した。




| 欠陥 No. | 長さ (mm) | 深さ (mm) | 金属の比透磁率 μr | 金属の導電率 (S/m) | 周波数 (kHz) |
|---|---|---|---|---|---|
| 1 | 20 | 1 | 1（非磁性体）<br>1000（強磁性体） | $1\times10^6$ | 250 |
| 2 | 28 | 2 | | | |
| 3 | 40 | 10 | | | |

図 1　計算モデルと条件

### 2-2. 計算結果と欠陥長さの評価

金属が強磁性体の時、渦電流が X 軸方向に広がった（図 2）。これは表皮効果[2]の影響と考えられる。各コイル位置におけるコイル鎖交磁束密度の初期位置からの変化分を算出し、指針[3]が示す欠陥長さ測定方法で欠陥長さを評価した（図 3）。金属が強磁性体の時、渦電流が X 軸方向に広がるため信号消失指示長さでは誤差が大きくなり、12dB ドロップ指示長さの方が高い精度で真値を再現した（図 4）。

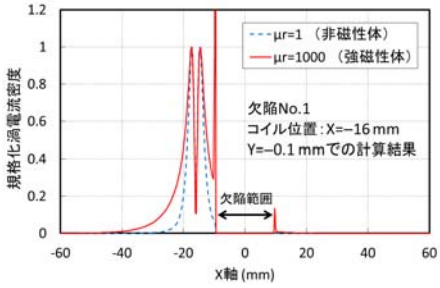



図 2　渦電流密度計算結果例

## 3. 結言

渦電流探傷による強磁性体表面での欠陥長さ測定の精度は、12dB ドロップ指示長さの方が信号消失指示長さより高くなる傾向にあると予測できる。

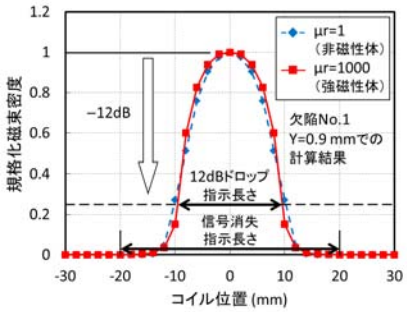



図 3　鎖交磁束密度変化分の計算結果例

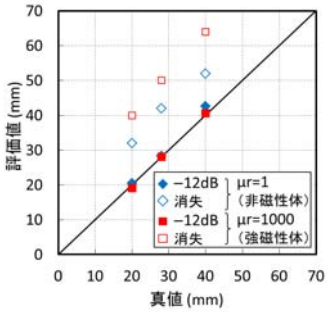



図 4　欠陥長さ評価結果

**参考文献**

[1] 原子力規制委員会編，“実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド” (2013)
[2] 日本非破壊検査協会編，“渦流探傷試験Ⅲ”，日本非破壊検査協会 (2003)
[3] 原子力規格委員会編，“原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針 JEAG 4217-2010”，日本電気協会 (2010)

*Noriyasu Kobayashi, Souichi Ueno, Takashi Kasuya and Kentaro Tsuchihashi
Toshiba Corporation

# レーザ生成超音波を用いた原子力プラント構造物の非破壊評価の試み

Laser Excited Ultrasonic Approach for Non-destructive Evaluation of Nuclear Power Plant Structures

*古澤彰憲[1]，西村昭彦[1]，鳥本和弘[2]，竹仲佑介[3]

[1]原子力機構，[2]日本アドバンストテクノロジー，[3]エーテック

レーザ超音波技術による原子力プラント構造物の遠隔非破壊評価技術のための基礎検討を行ったので報告する。ナノ秒パルスレーザ，縦・横波超音波センサおよびレーザ変位計を用いてレーザ超音波送受信実験を行い，レーザ生成超音波波形を数値計算結果と比較，検討し課題の整理を行った。

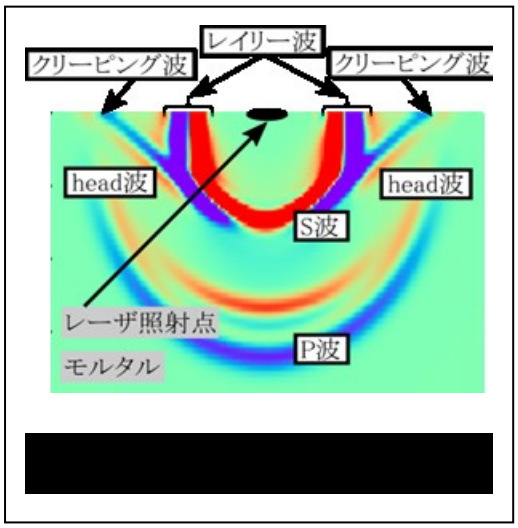
**キーワード：**レーザ，超音波，非破壊検査，構造物健全性評価.

## 1. はじめに

福島第一原子力発電所では東日本大震災での津波の被害から炉心融解が発生し、溶融燃料が格納容器下部のペデスタル内に堆積した状況にある[1]。ペデスタルは鉄筋コンクリートで構成されており、初期の高温燃料テブリによる熱変成や冷却用海水の注入による健全性低下が懸念される。燃料デブリ取り出し完了までペデスタルを維持することが必要であり、遠隔からのペデスタルの健全性評価・監視技術の確立は重要である。本研究では、遠隔非接触で超音波を励起可能なレーザ超音波技術を用いて超音波検査実験を行った。数値計算環境の構築から実験結果と数値計算結果との比較と課題の整理を行ったので報告する。

## 2. 数値計算の方法

コンクリート表面及び内部を伝播する超音波の解析のため、FDTD 法[2]を用いた 3 次元超音波伝播シミュレータを構築した。図 1 に同シミュレータを用いたレーザにより励起される超音波の計算結果と、超音波の分類を示す。直方体を伝播する超音波の図中下向きの粒子速度成分をコンターで示した。図中の黒点がレーザ照射位置である。レーザ照射位置から同心円状に各種弾性波が発生・伝播している様子が確認できる。励起される超音波はバルク波の S 波、P 波、および表面波であるレイリー波、クリーピング波、クリーピング波からモード変換し発生する Head 波である。本数値計算では、簡単のため骨材を含むコンクリートではなく、砂およびセメントで構成されるモルタルを対象として数値計算した。




## 3. 考察

コンクリートは 700 度以上の温度では炭酸ガスと水蒸気を放出し、骨材の砕石は結合を失い分解する。内部の鉄筋は高温で膨張し引っ張りに弱いコンクリート部分を破壊する。コンクリートと鉄筋の間には隙間が生じて、ここに地下水が侵入し錆を発生させる。以上のようにペデスタル内部で生じる現象の網羅は困難であるが、長期の風化を考慮しつつ、実験方法、実験波形、計算結果との比較検討および課題について報告する。

## 参考文献

[1] 東京電力, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について”, http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_111130_09-j.pdf (2016.6 アクセス).

[2] 佐藤雅弘, “FDTD 法による弾性振動・波動の解析入門”, 森北出版, 2003.

---

*Akinori Furusawa[1], Akihiko Nishimura[1], Kazuhiro Torimoto[2] and Yusuke Takenaka[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nippon Advanced Technology Co., Ltd., [3]A-tec Co., Ltd.

# 鋼棒、鋼管の非破壊検査技術開発３
## (1) 実験的検討

Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 3
(1) Experimental approach

*松永 嵩[1]，小川 良太[1]，匂坂 充行[1]，鵜飼 康史[2]，礒部 仁博[1]，
[1]原子燃料工業株式会社，[2]株式会社アトリー

原子力発電所に設置されている基礎ボルトや配管に対し、簡便に健全性を評価するシステムの開発を目的として、AE(acoustic emission)センサを用いた打音検査システムを開発した。本報では拘束の影響および流水の影響を評価した結果を報告する。

**キーワード：**打音法、非破壊検査、ＡＥセンサ、鋼棒、鋼管

### 1. 緒言

原子力発電所では、多数の基礎ボルトや配管が用いられているが、これらの基礎ボルトや配管などの鋼棒、鋼管は、周辺環境（設置場所や内部流体、機械振動など）により経年劣化（腐食、摩耗、き裂など）が発生する可能性が潜在している。しかしながら、これらの対象の検査は、その保有数の多さゆえに目視検査が一般的であるが、塗装や保温材等で表面を覆われていることもあり、対象の状況を正確に把握することが一部困難であると考えられる。そこで、本研究では、多数の検査対象に対し、短時間で実施でき、客観性、記録性のあるスクリーニング検査手法として AE(acoustic emission)センサを用いた鋼棒、鋼管健全性評価技術を開発している。前報までに、外面からの亀裂や減肉や内面減肉の検出性を有することを確認しており、本報では、現場適用性を考慮し、配管の拘束の影響や流水の影響について検討した。

### 2. 試験内容

700 ㎜～1100㎜ の間を３か所 U ボルトで固定された、外径φ60 ㎜、長さ 2000 ㎜ のステンレス配管を用い（図 1）、拘束されている／されていない箇所の振動を取得し、影響を評価した。また、流水の有り／無しについても併せて影響を評価した。

### 3. 結果・考察

拘束の影響について、U ボルトで拘束されている箇所の振動は、局所的に 50 Hz 程度高くなる傾向がある。したがって、実際の検査では、拘束部分を避けるか、結果を補正することで、拘束がある場合の検査に対応することが可能である見通しを得た。また、流水の影響については、限定的であることを確認した。

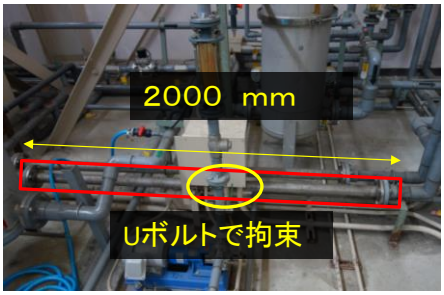



図 1　試験体の外観

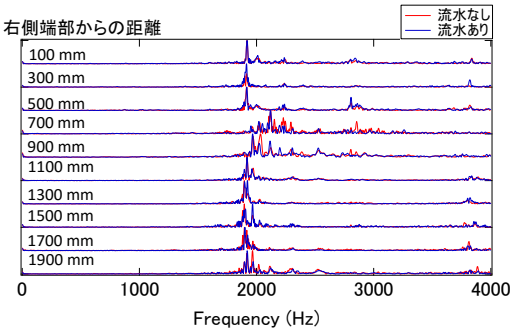



図 2　拘束状態および内部流体の影響

*Takashi Matsunaga[1] , Ryota Ogawa[1] , Mituyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2] and Yoshihiro Isobe[1]
[1] Nuclear Fuel Industries ltd., [2] Atree, Inc.

# 鋼棒、鋼管の非破壊検査技術開発３
# (2) 有限要素法による理論的検討

Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 3

(2) Theoretical studies using the finite element method

*小川　良太[1]，松永　嵩[1]，匂坂　充行[1]，鵜飼 康史[2]，礒部 仁博[1]，

[1]原子燃料工業株式会社，[2]株式会社アトリー

原子力発電所に設置されている基礎ボルトや配管に対し、簡便に健全性を評価するシステムの開発を目的として、AE(acoustic emission)センサを用いた打音検査システムの開発支援のため、有限要素法を用いて解析を実施した。本報では、配管の内面腐食を対象にして、腐食量を変更したモデルの解析結果について報告する。

**キーワード**：打音法、有限要素法、非破壊検査、鋼管

**１．緒言**　原子力発電所では、非常に多くの配管や基礎ボルトが用いられており、経年劣化（腐食、摩耗、き裂など）が発生する可能性が潜在している。鋼棒、鋼管の健全性の検査に用いられる打音検査は、レーザーを用いた加振・検出方法による非破壊探傷法や鉄球とマイクロフォンを用いた方法が研究されている。打音法の研究では、固有値解析や周波数応答解析、音響解析、動的解析などをデータ取得方法に合わせた理論解析が用いられており、実験と比較されている。AE(acoustic emission)センサを用いた部材の状態評価方法を用いた、有限要素法を用いた時刻歴応答解析による打撃時の固有周波数の変化について健全および配管内面の腐食減肉を模擬したモデルを作製し検討した。また、実験結果とも比較し、妥当性を検討した。

**２．解析対象および条件**　解析対象は、直径 139.8mm、長さ 1005mm、板厚 4.5mm の鉄製（SS400：ヤング率 $2.06\times10^{5}$[MPa]、ポアソン比 0.3、材料密度 $7.9\times10^{-9}$[ton/mm3]）とし、健全および全周腐食（10mm 幅 1mm、2mm 減肉）をモデル化した（図 1）。打撃は、$7.5\times10^{-5}$ 秒間 100N の荷重を設定し、時刻歴応答解析として $2.5\times10^{-5}$ 秒刻みで $5.0\times10^{-3}$ 秒まで計算した。

**３．結果・考察**　健全および 1mm 腐食、2mm 腐食モデルの解析結果より得られた周波数分布を図 2 に示す。図 2 では横軸に周波数を示し、縦軸はそれぞれの周波数分布における最大値で規格化した値を示す。腐食量の増加に従い、ピーク周波数が低周波側にシフトする傾向が得られた。また、実験の健全な鋼管のピーク周波数は約 3650Hz と、概ね一致した結果が得られ、モデルの妥当性が確認できた。

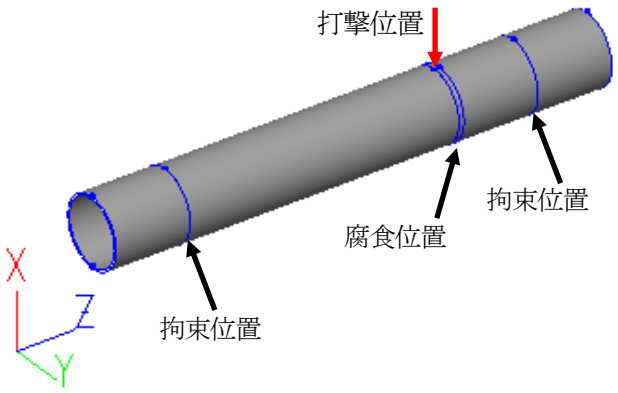



図 1　鋼管のモデル図

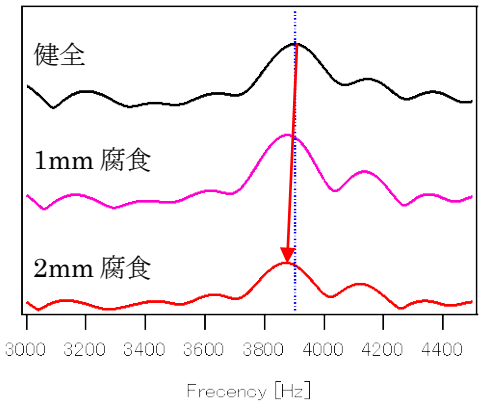



図 2　鋼管の動的解析結果(全周腐食の影響)

* Ryota Ogawa[1] ,Takashi Matsunaga[1], Mituyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2] and Yoshihiro Isobe[1]

[1] Nuclear Fuel Industries ltd., [2] Atree, Inc.

# 打音法によるメカニカルアンカの健全性評価手法の開発（４）

Development of a new inspeciton system for mechanical anchor bolts based on hammering tests (4)

*匂坂 充行[1], 松永 嵩[1], 小川 良太[1], 鵜飼 康史[2], 礒部 仁博[1]

[1]原子燃料工業株式会社, [2]株式会社アトリー

AE センサを用いた打音検査手法により、メカニカルアンカの健全性を簡便かつ非破壊的に評価するシステムを開発している。前報に引き続き、種々の経年劣化に対する検出性を実験的に検証した結果を報告する。

**キーワード：**メカニカルアンカ、アンカーボルト、打音法、非破壊検査、AE センサ

**1. 緒言**　機器構造物の支持に広く用いられる金属拡張系アンカ（メカニカルアンカ）は、施工後も全体が大気環境下にありボルトやスリーブの腐食、コンクリートの劣化等により健全性が損なわれる可能性が潜在する。国内原子力プラントの高経年化技術評価書には、高経年化に対応した長期保守管理項目の一つとしてメカニカルアンカが挙げられており、定期的な目視点検の他、機器の取替え時等を利用したサンプル調査により腐食･付着力等を確認するとしている[1]。しかしながら、目視点検では施工部の腐食やコンクリート基部損傷等の発見が困難な場合も考えられるため、メカニカルアンカに生じる種々の劣化を簡便且つ非破壊的に検出可能な検査手法が望まれる。

筆者らは AE(acoustic emission)センサを用いた打音検査システムを開発し、メカニカルアンカに生じる種々の施工不良、経年劣化（締付トルク低下、ボルト部き裂等）に対する検出性を確認してきた。本報ではコンクリート基部損傷に対する検出性を実験的に検証した結果を報告する。

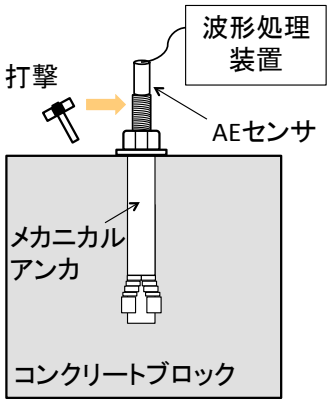



図 1 検出性評価試験の概要

**2. アプローチの概要**　開発した手法は、センサをアンカ頭頂部等に設置し、ハンマ等で加振して得られた信号が、施工不良、経年劣化に感度を有することを利用する（図 1)。信号測定には現場検査に適したポータブルの検査装置を開発し用いた（図 2)。検証にはコンクリート基部の劣化模擬として、M16 メカニカルアンカを施工した面の対辺中央にくさびを打ち込むことにより基部にき裂を与えた劣化模擬試験体を用い、き裂幅を最大 1 mm 程度まで変化させて、各状態において得られた信号を比較した。

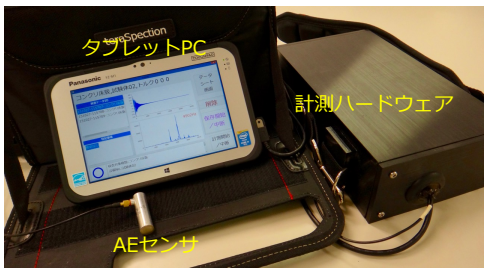



図 2 現場検査装置

**3. 結果**　結果を図 3 に示す。き裂を与えた試験体より得られた評価ピーク周波数は、き裂幅の増加に伴い低下する傾向を示した。この低下は、メカニカルアンカ固着部の拘束条件変化に起因すると推定され、メカニカルアンカに発生するコンクリート基部損傷を非破壊的に検出する可能性が示された。

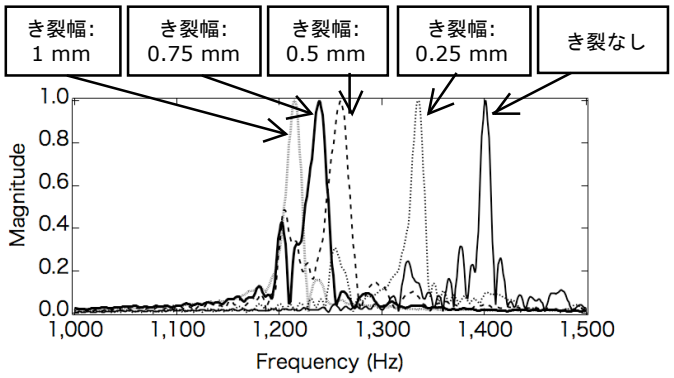



図 3 試験結果（周波数分布）

**参考文献**

[1] “美浜発電所 3 号炉　高経年化技術評価書”, 関西電力株式会社(2006)　他.

* Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Yoshihiro Isobe [1], Yasufumi Ukai[2]

[1] Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]Atree ,Inc.

# 軽水炉保全最適化シミュレーションツール Dr. Mainte を用いた確率論的破壊力学解析に基づく社会インフラ診断

Diagnosis of Social Infrastructures Based on Probabilistic Fracture Mechanic Analysis by Dr. Mainte, Integrated Simulator of Mainte nance Optimizatoin of LWRs

*礒部 仁博[1]，匂坂 充行[1]，小川 良太[1]，松永 嵩[1]，吉村 忍[2]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]東京大学

２０１２年１２月中央自動車道笹子トンネルにおいて天井板崩落事故が発生して、社会インフラ診断が以前に増して急速に意識されるようになった。事故の原因はケミカルアンカの経年劣化とされているが、原子力発電所においてもケミカルアンカは多数使用されている。軽水炉保全最適化シミュレーションツール Dr. Mainte を用いた確率論的破壊力学解析に基づく社会インフラ診断について試みた。

**キーワード：**軽水炉保全最適化シミュレーションツール Dr. Mainte、確率論的破壊力学解析、社会インフラ診断

## 1. 緒言

著者らは軽水炉の主要機器・配管等を対象として、各種保全戦略（検査頻度、検査精度、抜取検査率、修理／取替の選択、維持規格の適用等）が、①安全性、②信頼性、③経済合理性、④環境性、⑤社会的受容性に及ぼす影響を定量評価し、それらの多角的な視点から保全戦略を総合的に最適化するための PFM(確率論的破壊力学)に基づく軽水炉保全最適化のための統合型シミュレータ Dr. Mainte を開発してきた[1]。

一方で、軽水炉保全作業のさらなる信頼性向上のためには、ヒューマンエラー低減の重要性が指摘されており、ヒューマンエラーの影響とその低減効果を評価してきた[2]。ここでは Dr. Mainte のさらなる活用を目指し社会インフラ診断に適用する最初の例としてケミカルアンカの PFM 解析モデルの検討を開始した。

## 2. アプローチの概要

### 2-1. ケミカルアンカの PFM 解析フローチャート

Dr. Mainte に実装されたケミカルアンカの破損を評価する PFM 解析フローチャート、並びに考慮される確率変数の例を 図 1 に示す。確率変数については、今後文献調査、並びに、現場検査結果に基づき確率密度関数を評価する。

### 2-2. ケミカルアンカの PFM 解析結果例

解析結果例を図 2 に示すが、5 年、10 年毎に 100%検査する場合、樹脂剥離の劣化検出確率、並びにその後の 80%剥離による破損確率の年度展開を推定することが可能になった。

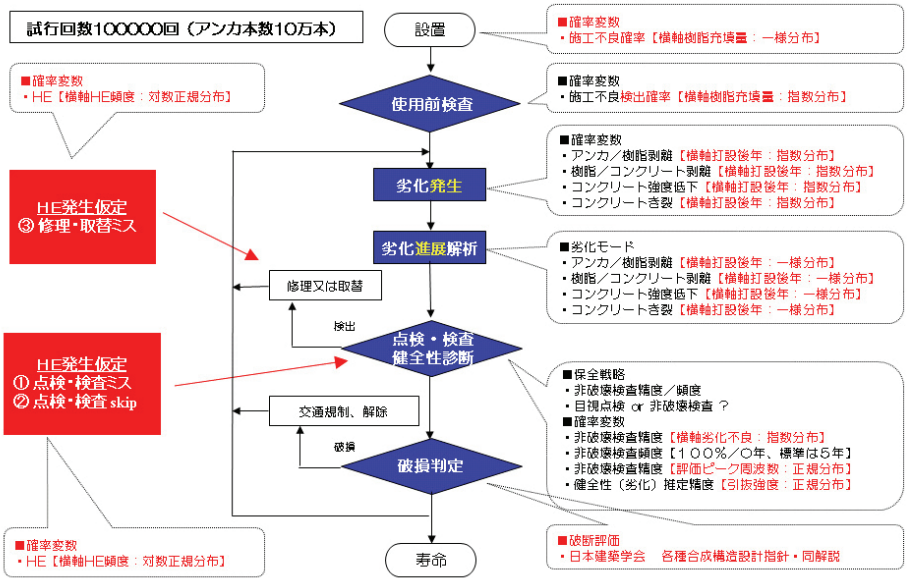



図 1 社会インフラ診断のためのPFM解析フロー

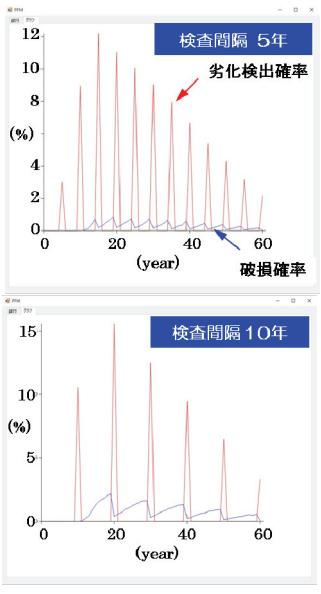



図 2 保全最適化のためのPFM解析結果の例

## 参考文献

[1] 吉村忍，他“軽水炉保全最適化のための総合型シミュレータ Dr. Mainte の開発，”日本原子力学会和文論文誌，Vol. 9, No. 2 (2010).
[2] 礒部仁博，他“軽水炉保全最適化シミュレーションツール Dr. Mainte を用いたヒューマンエラーの影響とその低減効果の検討(4)，”日本原子力学会 2016 年春の年会，p3D01，東北大学 (2016).

*Yoshihiro Isobe[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1] and Shinobu Yoshimura[2]
[1]Nuclear Fuel Industries, ltd, [2]The University of Tokyo

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：305-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

Wed. Sep 7, 2016 4:40 PM - 5:45 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 7:40 AM - 8:45 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [1G08-11] Aseismic Engineering 1

Chair: Tetsuo Imaoka (HGNE)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

### [1G08] Establishment of the technical basis for applying viscous dampers in nuclear power plants

(1)Project outline

*Yukiko Narahara[1], Hiroshi Katayama[1], Tomokazu Higuchi[1], Ryo Ito[1], Keiji Matsunaga[1], Tadashi Murofushi[1] (1.Toshiba Corporation)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

### [1G09] Establishment of the technical basis for applying viscous dampers in nuclear power plants

(2)Viscous damper characteristic tests assuming the environment of nuclear power plant

*Tomokazu Higuchi[1], Hiroshi Katayama[1], Kiyoshi Hattori[1], Ryo Ito[1], Jun Nakajima[1], Yukiko Narahara[1] (1.Toshiba Corporation)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

### [1G10] Establishment of the technical basis to apply the viscous damper in nuclear power plant

Development of seismic response analysis for structures with the viscous damper

*Ryo Ito[1], Hiroshi Katayama[1], Kiyoshi Hattori[1], Tomokazu Higuchi[1], Jun Nakajima[1], Yukiko Narahara[1] (1.Toshiba Corporation)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

### [1G11] Evaluation of impact on structural strength of a thin wall elbow by seismic load direction

*Masato Abe[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Makoto Moriizumi[2], Kazuyuki Tsukimori[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy)

5:40 PM - 5:45 PM JST | 8:40 AM - 8:45 AM UTC

Time reserved for Chair

# 原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備 （1）全体概要

Establishment of the technical basis for applying viscous dampers in nuclear power plants
(1) Project outline

*楢原 由樹子[1]，片山 洋[1]，樋口 智一[1]，伊東 亮[1]，松永 圭司[1]，室伏 正[1]
[1]（株）東芝

粘性ダンパの導入に向けた技術基盤を整備することを目的に、原子力特有の使用条件に対する粘性ダンパの減衰特性を把握するとともに、粘性ダンパを適用する際の地震応答解析手法を構築し、適用時の設計規格案及び保守・管理指針案を整備した。
**キーワード**：制振装置，粘性ダンパ，耐震，動的加力試験，地震応答解析

## 1. 緒言

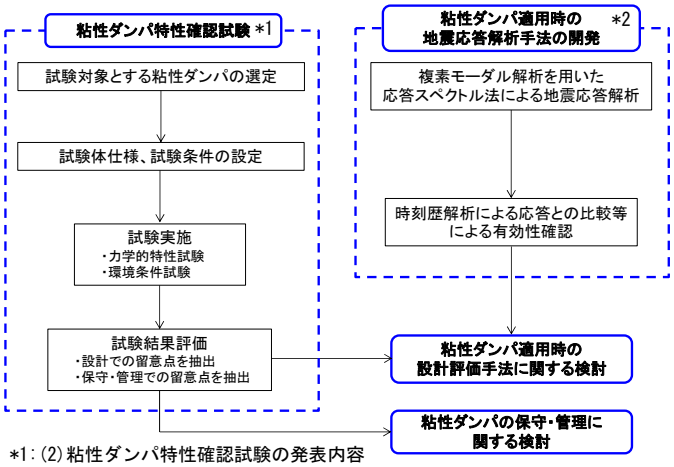
一般産業分野において使用実績がある粘性ダンパを原子力発電所に活用することにより、既存施設や今後追加設置される施設の耐震性向上が期待されるが、原子力機器に粘性ダンパを適用する設計手法は整備されていない。そこで原子力特有の使用条件での試験及び地震応答解析手法の構築を行い、それらを踏まえた設計の考え方を整理した。

## 2. 実施内容

図 1 に実施内容を示す。一般産業分野で使用されている粘性ダンパから試験対象のダンパ（表 1）を選定し、特性確認試験を行った。表 2 に試験項目を示す。力学的特性試験では原子力機器にダンパを設置した時の応答を想定した振幅・振動数条件で加力した。一方、環境条件試験ではプラント運転中に想定される温度及び放射線等の影響を考慮して加力した。試験時の減衰特性をダンパ設計値と比較することにより粘性ダンパの適用性を評価した。

また、粘性ダンパを適用した場合の地震応答解析手法として、ダンパの高減衰特性を考慮した複素モーダル解析を用いた応答スペクトル法を構築した。この手法による応答加速度と時刻歴解析による応答加速度を比較した結果、良好に一致することを確認した。

さらに、試験結果及び構築した地震応答解析手法をもとに粘性ダンパを用いる場合の原子力機器の設計フロー及び設計で考慮すべき留意点を整理し、粘性ダンパ適用時の機能検証、製品検査、保守のプロセスにおける考え方を示した。



*1：(2) 粘性ダンパ特性確認試験の発表内容
*2：(3) 地震応答解析手法の開発の発表内容

図 1　実施内容

表 1　試験体

| 型式 | ①単軸線形タイプ | ②単軸非線形タイプ | ③三軸線形タイプ |
|---|---|---|---|
| |  |  |  |
| 最大減衰力 | 250 (kN) | 200 (kN) | 100 (kN) |
| 概略寸法 | 1020(L)×170(D)<br>L:ダンパーピン間長 | 1020(L)×150(D)<br>L:ダンパーピン間長 | 540(W)×540(L)<br>×500(H) |

表 2　試験項目

| 分類 | 試験項目 | 試験条件 | 単軸線形 | 単軸非線形 | 三軸線形 |
|---|---|---|---|---|---|
| 力学的特性試験 | エネルギー吸収特性 | 振幅（変位、速度） | ○ | ○ | ○ |
| | | 振動数 | ○ | ○ | ○ |
| | 低速移動時抵抗力 | 移動速度 | ○ | ○ | ○ |
| | 繰返し耐久性 | 波数 | ○ | ○ | ○ |
| 環境条件試験 | 温度依存性 | 温度 | ○ | ○ | ○ |
| | 高温履歴効果 | 保持温度・時間 | ○ | － | － |
| | 圧力負荷効果 | 保持圧力・時間 | ○ | － | － |
| | 加圧状態特性 | 保持圧力・時間 | ○ | － | － |
| | 耐放射線性（γ線） | γ線照射量 | ○ | ○ | ○ |
| | 耐水性 | 水没時間 | ○ | － | － |
| | 耐粉塵環境 | 粉塵種類・量 | ○ | － | － |
| － | TMD試験 | TMD応答振幅 | － | － | ○ |

○試験実施，－試験なし

## 3. 結論

エネルギー吸収特性、繰返し耐久性、温度依存性、耐放射線性（γ線）試験において、減衰特性に変化がみられた粘性ダンパが存在するものの、原子力機器へ粘性ダンパを適用できる見通しが得られた。また、粘性ダンパを適用した場合の地震応答解析手法として、複素モーダル解析を用いた応答スペクトル法の有効性を確認した。さらに、粘性ダンパ適用時に必要となる設計規格案及び保守・管理指針案を整備した。

本件は経済産業省「平成 24 年度～平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備）」の成果の一部である。

*Yukiko Narahara[1], Hiroshi Katayama[1], Tomokazu Higuchi[1], Ryo Ito[1], Keiji Matsunaga[1] and Tadashi Murofushi[1]
[1]Toshiba Corporation

# 原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備
# （2）原子力環境を想定した粘性ダンパ特性確認試験

Establishment of the technical basis for applying viscous dampers in nuclear power plants
(2) Viscous damper characteristic tests assuming the environment of nuclear power plant

*樋口 智一[1]，片山 洋[1]，服部 靖[1]，伊東 亮[1]，中島 潤[1]，楢原 由樹子[1]
[1]（株）東芝

粘性ダンパをその構造と減衰特性から 3 種類に分類し、原子力機器適用時の応答を想定した振幅、振動数条件及び温度や放射線等の原子力施設特有の環境条件で試験を実施することにより、原子力機器へ粘性ダンパを適用できる見通しが得られた。

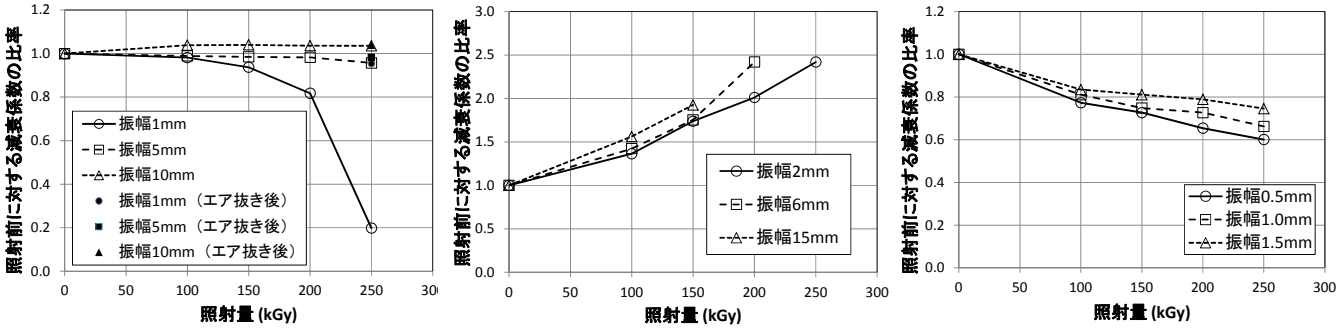
**キーワード**：制振装置，粘性ダンパ，耐震，動的加力試験，減衰特性

## 1. 緒言

粘性ダンパの原子力機器への適用性を確認するため、粘性ダンパの構造と減衰特性から選定した単軸線形タイプ、単軸非線形タイプ及び三軸線形タイプの 3 種類を試験対象とした加力試験を実施し、粘性ダンパを原子力機器に適用する際の設計への留意点をまとめた。

## 2. 実施内容

3 種類の粘性ダンパに対し、原子力機器適用時の地震応答を想定した振幅、振動数条件での減衰特性を確認する力学的特性試験、温度や放射線等の原子力施設特有の環境条件が減衰特性に与える影響を確認する環境条件試験を行った。代表例として、耐放射線性（γ線）試験の結果を図 1 に示す。(a)単軸線形では振幅がある程度大きい場合、減衰係数はほぼ一定である。ただし振幅が小さい場合には、照射量の増加とともに減衰係数の低下が見られた。これは粘性体内部での気体発生が原因と推定される。(b)単軸非線形では照射量の増加に伴い、減衰係数が増加し、(c)三軸線形では照射量の増加に伴い、減衰係数が低下した。耐放射線性に関しては、粘性ダンパ内の粘性体の種類によって特性の変化が異なり、照射による粘性体内の気体発生や、粘性体の減衰特性の変化が生じるため、これらの減衰特性への影響を考慮した設計が必要である。




(a) 単軸線形　(b) 単軸非線形　(c) 三軸線形

図 1　耐放射線性（γ線）試験結果

エネルギー吸収特性、繰返し耐久性、温度依存性、耐放射線性（γ線）試験において、減衰特性に変化がみられた粘性ダンパが存在する。これらを含め減衰特性への影響に対して、粘性ダンパ適用時に考慮すべき設計への留意点を表 1 に示す。

表 1　設計への留意点

| 試験項目 | 設計への留意点 |
|---|---|
| (1)エネルギー吸収特性 | 単軸線形/ 非線形ダンパの振幅、振動数の依存性は低い。三軸型ダンパは振幅、振動数の依存性を考慮した設計が必要である。 |
| (2)低速移動時抵抗力 | 3種類のダンパとも低速移動時抵抗力は定格荷重に比べ、最大でも5%程度と低い。 |
| (3)繰返し耐久性 | 単軸線形/ 非線形ダンパに比べ三軸型ダンパは繰返し回数による減衰低下を考慮した設計が必要である。 |
| (4)温度依存性 | 単軸線形/ 非線形ダンパは温度依存性は低い。三軸型ダンパは形状寸法によって温度依存性を考慮した設計が必要な場合がある。 |
| (5)高温履歴効果 | 単軸線形ダンパは加熱による減衰特性の変化はほとんど見られない。 |
| (6)圧力負荷効果 | 単軸線形ダンパは低振幅を除き、特性に変化なし。 |
| (7)加圧状態特性 | 単軸線形ダンパは加圧による減衰特性に変化はほとんど見られない。 |
| (8)耐放射線性（γ線） | 3種類ともダンパに使用する粘性体の特性変化や気体の発生による減衰特性への影響を考慮した設計が必要がある。 |
| (9)耐水性 | 密閉型の単軸線形ダンパの場合、水没による減衰特性に変化はほとんど見られない。 |
| (10)耐粉塵環境 | 密閉型の単軸線形ダンパの場合、粉塵環境による減衰特性に変化はほとんど見られない。 |

## 3. 結論

試験結果から、原子力機器適用時の荷重条件、環境条件では粘性ダンパの減衰特性に影響が生じる場合があるものの、設計や保守・管理時にこれらの影響に留意すれば、原子力機器へ粘性ダンパを適用できる見通しが得られた。

本件は経済産業省「平成 24 年度～平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備)」の成果の一部である。

*Tomokazu Higuchi[1], Hiroshi Katayama[1], Kiyoshi Hattori[1], Ryo Ito[1], Jun Nakajima[1] and Yukiko Narahara[1]
[1]Toshiba Corporation

# 原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備
# （3）粘性ダンパ適用時の地震応答解析手法の開発

Establishment of the technical basis to apply the viscous damper in nuclear power plant
(3) Development of seismic response analysis for structures with the viscous damper

*伊東 亮[1]，片山 洋[1]，服部 靖[1]，樋口 智一[1]，中島 潤[1]，楢原 由樹子[1]
[1]（株）東芝

原子力の耐震設計では、応答スペクトル法が一般的に用いられている。ここでは、ダンパ適用時にも高精度な評価が可能となるよう、複素モーダル解析を導入した手法を考案した。また、その有効性を確認するため、詳細解析である時刻歴解析との比較を行った。

**キーワード**：制振装置，粘性ダンパ，耐震，地震応答解析，応答スペクトル，複素モーダル解析

## 1. 緒言

現行の応答スペクトル法は固有値計算において実モーダル解析を用いており、振動系に局所的に減衰力が作用する場合、減衰の影響を正確に考慮できない。ここでは、固有値計算において、減衰を考慮できる複素モーダル解析を用い、固有振動数、減衰比および刺激係数を計算し、これを応答スペクトル法に適用した。

## 2. 解析評価

ここでは、PWR 蒸気発生器（SG）への粘性ダンパの適用を想定し、本手法による解析評価を行った。解析モデルは図 1 に示す多自由度系梁モデル[1]を用いた。図 2 に地震波に対する SG 上端部の最大応答加速度の評価結果を示す。実モーダル解析に基づく方法では、ダンパ減衰係数が大きい領域において、時刻歴解析に比べ過少評価となっているのに対し、複素モーダル解析を用いた本手法では精度良く評価できていることが分かる。

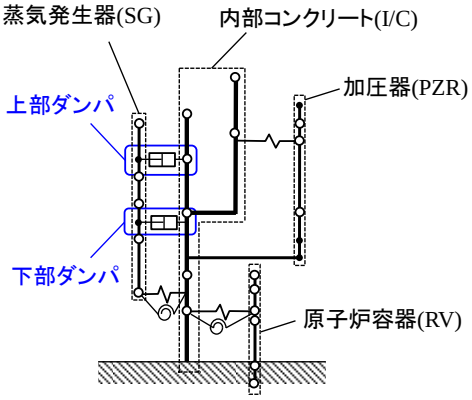



図 1　蒸気発生器解析モデル

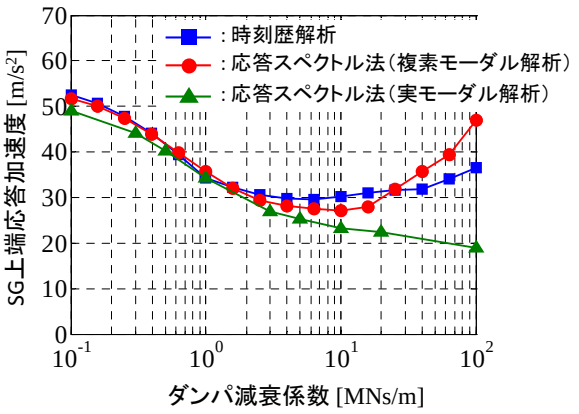



図 2　SG 上端応答加速度評価結果

## 3. 結論

多自由度系モデルの例として、PWR 蒸気発生器のモデルを用いて本手法による地震応答解析を行った。評価結果は時刻歴解析結果と良好に一致しており、手法の有効性を確認した。

本件は経済産業省「平成 24 年度～平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備)」の成果の一部である。

## 参考文献

[1] 原子力発電技術機構，平成 9 年度耐震設計高度化調査 原子炉建屋・機器の水平・上下応答特性評価法の調査報告書

*Ryo Ito[1], Hiroshi Katayama[1], Kiyoshi Hattori[1], Tomokazu Higuchi[1] Jun Nakajima[1] and Yukiko Narahara[1]
[1]Toshiba Corporation

# 地震荷重方向の違いが薄肉エルボの構造強度に与える影響評価

Evaluation of impact on structural strength of a thin wall elbow by seismic load direction

*阿部 真人[1]，渡壁 智祥[1]，森泉 真[2]，月森 和之[1]

[1](国)日本原子力研究開発機構，[2] 日立 GE ﾆｭｰｸﾘｱ･ｴﾅｼﾞｰ(株)

原子力配管用薄肉エルボを対象に最も厳しい地震荷重方向を塑性崩壊と疲労の観点から解析的に評価した。その結果、エルボにとっては、面内閉方向へ負荷される荷重条件が最も厳しいことを確認した。

**キーワード：**耐震評価，有限要素法，塑性崩壊，エルボ配管

## 1. 緒言

原子力発電施設において、地震時に機器・配管系に発生する荷重には様々な条件が考えられる。荷重方向の観点から見た場合、配管系は慣性力もしくは支持点間の相対変位により複雑な 3 次元挙動を示す。しかし、高速炉で想定する薄肉配管に関して各方向の荷重が構造強度に与える影響について定量的に整理した例は少ない。

本件では、地震荷重に対する薄肉配管の健全性評価に資することを目的として、配管の中でも応力集中が顕著な薄肉エルボに着目し、荷重方向が構造強度に与える影響を解析的に評価した。

## 2. 解析

現行の原子力配管の耐震評価において、防止すべき破損様式として塑性崩壊と疲労の 2 つを想定していることを踏まえ[1]、本研究においても、塑性崩壊と疲労の各々の観点からエルボにとって厳しい荷重方向を調査した。

塑性崩壊については、材料特性を弾完全塑性体と仮定したモデルによる弾塑性解析を実施して得られた結果から崩壊荷重である最大モーメントの値を比較して評価した。一方、疲労については、実際の評価において弾性解析に基づき実施されることを前提として、今回は弾塑性解析の弾性領域における局所応力の値によって評価した。

解析モデルを図 1 に示す。エルボをシェル要素でモデル化し、モデルの端部には、端部の断面変形を防止する目的で剛な梁要素を挿入した。荷重方向は、面内閉方向から面内開方向までを 45° 間隔で方向を変えた 5 ケースを想定し、端部 A を完全拘束とした上で、端部 B に各ケースの方向に変形するような荷重条件を与えた。直管部については、解析モデル上考慮した管端部の拘束がエルボの応力集中分布に影響を与えないように十分な長さ範囲を考慮した。なお、解析コードは汎用 FEM 解析コード FINAS ver21.0 を使用した。

図 2 には、弾塑性解析の結果を端部 B 側直管の傾き角度とモーメントの関係で示す。得られた曲線から求めた最大モーメントの大小を比較すると、面内閉方向に傾ける CASE1 の最大モーメントが最も小さい結果となった。以上の結果より、塑性崩壊の観点からは、エルボにとっては面内閉方向への荷重条件が最も厳しいと考えられる。なお、最大モーメント時点における相当全ひずみが最大値を示す要素の位置は、CASE1 においてエルボ横腹の内面でありその値は 0.14mm/mm であった。

図 3 には、弾塑性解析における弾性領域（モーメント $2.0\times10^6$N・mm）での応力強さの最大値を荷重方向ごとに比較したものを示す。本結果から、荷重を一定とした時に、最も高い応力が発生する負荷方向は CASE1 の面内閉方向であった。即ち、エルボの疲労破壊を考える場合、優先して考慮すべき荷重負荷の方向は面内閉方向であると考えられる。

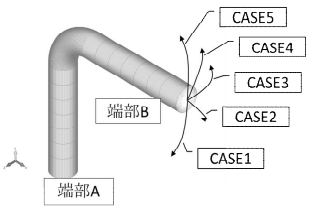



図 1 解析モデル

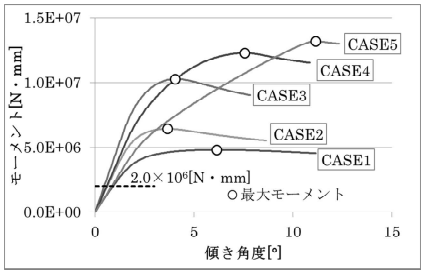



図 2 弾性解析結果

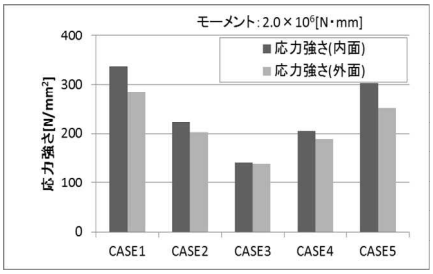



図 3 応力強さ最大値

## 3. 結論

荷重負荷方向をパラメータとした解析を実施し、塑性崩壊及び疲労の観点からエルボにとって厳しい荷重負荷方向について検討した。その結果、塑性崩壊及び疲労ともに面内方向に荷重が負荷された場合が最も厳しい条件であり、耐震評価を行う際に注意を払うべき荷重方向であることを確認した。

**参考文献**

[1] 「発電用原子炉設備規格　設計・建設規格(2012 年版)<第 I 編　軽水炉規格>JSME S NC-2012」(社)日本機械学会

*Masato Abe[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Makoto Moriizumi[2], Kazuyuki Tsukimori[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：305-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

Wed. Sep 7, 2016 5:45 PM - 6:35 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 8:45 AM - 9:35 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

**[1G12-14] Aseismic Enginnering 2 (Seismic test using resonant type shaking table)**

Chair: Takayuki Aoki (Tohoku Univ.)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[1G12] Development of resonant type shaking table utilizing for large acceleration vibration tests of nuclear components

*Michiya Sakai[1], Ryuya Shimazu[1], Kenji Kanazawa[1], Yasuki Ohtori[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Toshiyuki Kuribayashi[2] (1.CRIEPI, 2.Chubu E.P.)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[1G13] Seismic Test Result of motor operated valve actuators for Nuclear Power Plant

*Nobuo Kojima[1], Koji Nishino[1], Yukio Watanabe[1], Kazuyoshi Yonekura[1], Shin Kumagai[2], Hiroyuki Kamino[3], Yoshitaka Tsutsumi[4] (1.TOSHIBA Co., 2.Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd., 3.MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES LTD., 4.CHBU Electric Power Co.)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

[1G14] Seismic Test Result of the Main Steam Safety Relief Valve for the Boiling Water Reactor Nuclear Power Plant

*Koji Nishino[1], Nobuo Kojima[1], Yukio Watanabe[2], Kazuyoshi Yonekura[1], Shin Kumagai[3], Yoshitaka Tsutsumi[4] (1.Toshiba Corporation, 2.TOSHIBA NUCLEAR ENGINEERING SERVICES Corporation, 3.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4.CHUBU Electric Power Co.,Inc.)

6:30 PM - 6:35 PM JST | 9:30 AM - 9:35 AM UTC

Time reserved for Chair

# 原子力機器の高加速度振動試験に適用可能な共振振動台の導入

Development of resonant type shaking table utilizing for
large acceleration vibration tests of nuclear components

*酒井理哉[1]，嶋津龍弥[1]，金澤健司[1]，大鳥靖樹[1]，堤　喜隆[2]，栗林俊之[2]
[1]電中研，[2]中部電力

基準地震動の増大により原子力発電所の耐震余裕が減少しており、振動実験などにより設備の耐震安全性の確認が重要である。このため最大加速度 20G（20×9.8m/s$^2$）で振動実験が可能な共振振動台の開発導入を行ってきた。本報告では、導入した共振振動台の基本的な性能を述べる。

**キーワード：**耐震性、原子力機器、耐震試験、機能確認済加速度

## 1. 緒言

原子力機器の耐震安全性を向上するために行われてきた過去の振動試験[1]では、振動台の性能限界で機器の機能確認の上限となることが多く、高加速度の振動実験が可能な設備導入が急務であった。電中研では、これらのニーズに対応する高加速度の振動台を開発導入した。

## 2. 共振振動台の仕様と性能

電中研に新たに導入した共振振動台の仕様は表 1 に示す通りであり、最大加速度 20G での振動実験が可能な装置である。図 1 は共振振動台の完成時に撮影した外観であり、本装置は、ばねマス系の振動増幅を利用して高加速度の振動試験を可能とする振動台である。1t の重錘を負荷した条件で実施した、スイープ加振で得られた基本的な共振特性を図 2 に示す。共振周波数 9.75Hz において応答倍率 25.8dB（＝19.5 倍）が得られており、共振振動台の設計で想定していた 10 倍を上回る性能が得られた。同じく 1t 負荷条件で試運転時に測定した加速度の時刻歴波形を図 3 に示す。最大加速度は 200m/s$^2$ となっており、目的の 20G での加振が可能であることが確認できた。

表 1　共振振動台の仕様

| | |
|---|---|
| 最大加速度 | ±20G（196m/s$^2$） |
| 搭載重量 | 10t |
| 共振周波数 | 約 10Hz |

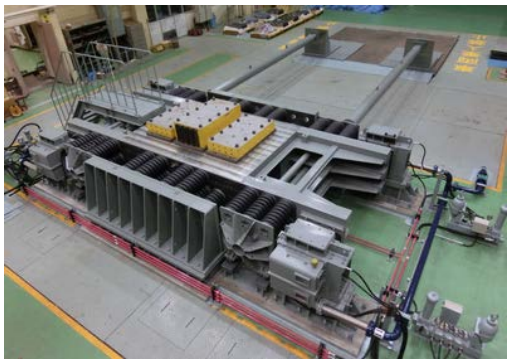


図 1 共振振動台の外観（完成時）

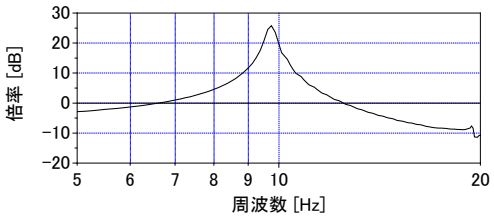



図 2 共振特性（1t 負荷条件）

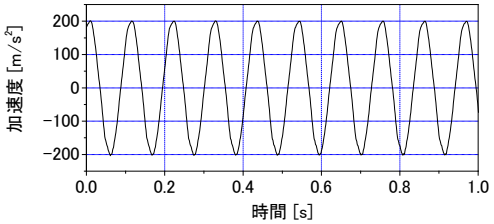



図 3 加速度時刻歴波形（1t 負荷条件）

## 3. 結論

本装置は、原子力機器の耐震安全性向上に資するため、高加速度の振動実験を行い活用する。

## 参考文献

[1] Jiro Hirose, Kenichi Suzuki and Naoki Yoshika, “Seismic Capacity Tests of Motor Operated Fans in Ventilation Systems”, ASME PVP2011-57928, pp. 181-189

* Michiya Sakai[1], Ryuuya Shimazu[1], Kenji Kanazawa[1], Yasuki Ohtori[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Toshiyuki Kuribayashi[2]
[1]CRIEPI, [2]Chubu E.P.

# 原子力発電所に使用される電動弁駆動部の耐震試験結果

Seismic Test Result of motor operated valve actuators for Nuclear Power Plant

堤 喜隆[1]、*小島 信夫[2]、西野 浩二[2]、渡部 幸夫[2]、米倉 和義[2]、熊谷 真[3]、神農 弘行[4]
[1]中部電力㈱、[2]㈱東芝、[3]日立 GENE(株)、[4]三菱重工業(株)

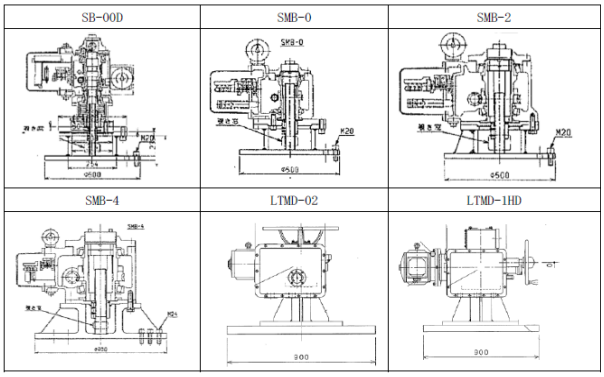
原子力発電所に設置される電動弁の地震時機能維持は、既往の耐震試験実績等により評価してきたが、昨今の基準地震動の見直しに伴い応答加速度が大きくなってきていることを受け、高加速度に対する機能維持評価が必要となっている。また、地震 PRA における機器フラジリティの観点でも、現実的な機能維持限界を求める必要がある。そこで、これまでにない加速度レベルでの耐震試験が可能な、(一財) 電力中央研究所の共振振動台（参考文献[1]参照。）を使用して、電動弁駆動部の耐震試験を実施した結果、既往設計で用いてきた動作機能確認済加速度を大きく上回る 20×9.8m/s$^2$ 以上においても動作機能維持を確認できる結果を得た。

キーワード：耐震性、電動弁、電動弁駆動部、耐震試験、動作機能確認済加速度($A_{T1}$)、20×9.8m/s$^2$

## １．緒言

国内原子力発電プラントの動的機能維持が必要な電動弁に使用されている電動弁駆動部に対し、表 1 にまとめる耐震試験を実施する試験体を選定し、耐震試験を実施、動作機能確認済加速度($A_{T1}$)を同定した。

表 1 試験体仕様




## ２．耐震試験

電動弁駆動部は、耐震試験前、耐震試験後、耐震試験中の動作性が良好であったことから、水平(X、Y)方向、鉛直(Z)方向ともに、目標とした電動弁駆動部重心の応答加速度 20×9.8m/s$^2$ 以上に対する動作機能維持を確認した。図 1 に試験体(SMB-0)の耐震試験結果を示す。

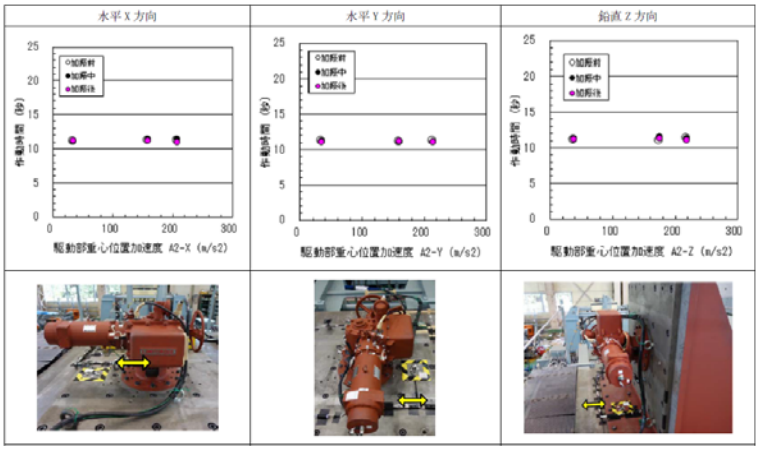



図 1 耐震試験結果(SMB-0)

## ３．結論

電動弁駆動部本体の動作機能確認済加速度($A_{T1}$)は、一律 20×9.8m/s$^2$ とした。

## 参考文献

[1]DEVELOPMENT OF HIGH ACCELERATION SHAKING TABLE SYSTEM USING RESONANCE VIBRATION ASME PVP2016-63752, 2016.7

---

Yoshitaka Tsutsumi[1], *Nobuo Kojima[2], Koji Nishino[2], Yukio Watanabe[2], Kazuyoshi Yonekura[2],
Shin Kumagai[3], Hiroyuki Kamino[4]
[1]CHUBU Electric Power Co. [2]TOSHIBA Co. [3]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd. [4]MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES LTD.

# 沸騰水型原子力発電所に使用される主蒸気逃がし安全弁の耐震試験結果

Seismic Test Result of the Main Steam Safety Relief Valve
for the Boiling Water Reactor Nuclear Power Plant

堤 喜隆[1]、*西野 浩二[2]、小島 信夫[2]、渡部 幸夫[2]、米倉 和義[2]、熊谷 真[3]
[1]中部電力㈱、[2]㈱東芝、[3]日立 GENE㈱

沸騰水型原子力発電所に設置される主蒸気逃がし安全弁の地震時機能維持は、既往の耐震試験実績等により評価してきたが、昨今の基準地震動の見直しに伴い応答加速度が大きくなってきていることを受け、高加速度に対する機能維持評価が必要となっている。また、地震 PRA における機器フラジリティの観点でも、現実的な機能維持限界を求める必要がある。そこで、これまでにない加速度レベルでの耐震試験が可能な（一財）電力中央研究所の共振振動台（参考文献[1]参照）を使用して、主蒸気逃がし安全弁の耐震試験を実施した結果、既往の試験実績加速度を大きく上回る 20×9.8m/s$^2$ においても機能維持を確認できる結果を得た。

キーワード：耐震性、安全弁、主蒸気逃がし安全弁、耐震試験、機能維持確認済加速度

## 1. 緒言

国内沸騰水型原子力発電プラントに設置される主蒸気逃がし安全弁の実機大の試験体を製作し、共振振動台を用いて耐震試験を実施、機能維持確認済加速度を同定した。

試験体構造図を図 1 に示す。

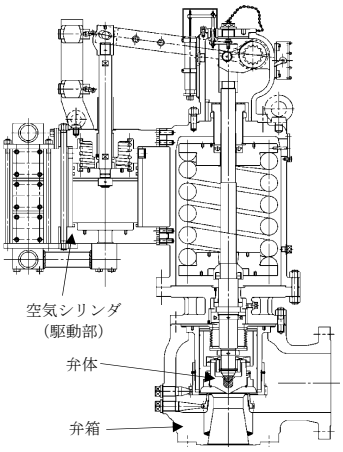



図 1 試験体構造図

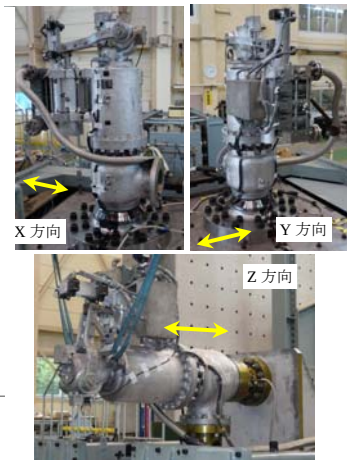



図 2 据付状況

## 2. 耐震試験

水平（X, Y）、鉛直（Z）各 3 方向それぞれで耐震試験を行った。据付状態を図 2 に示す。

目標とした駆動部重心における応答加速度が 20×9.8m/s$^2$ まで試験を行い、安全弁機能、逃がし弁機能に対する動作機能維持を確認した。図 3 に 20×9.8m/s$^2$ レベル水平 X 方向逃がし弁作動の耐震試験結果を示す。

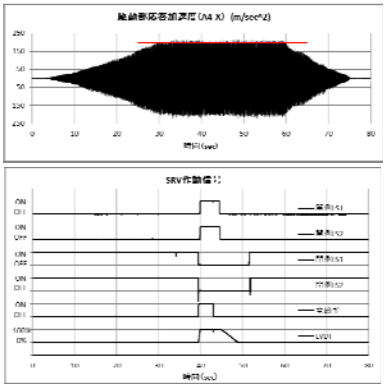


図 3 耐震試験結果

## 3. 結論

主蒸気逃がし安全弁の耐震性は、3 方向それぞれに対し応答加速度 20×9.8m/s$^2$ まで機能維持可能であることが確認できた。

## 参考文献

[1]DEVELOPMENT OF HIGH ACCELERATION SHAKING TABLE SYSTEM USING RESONANCE VIBRATION ASME PVP2016-63752, 2016.7

---

Yoshitaka Tsutsumi[1], *Koji Nishino[2], Nobuo Kojima[2], Yukio Watanabe[2], Kazuyoshi Yonekura[2], Shin Kumagai[3]
[1]CHUBU Electric Power Co. [2]TOSHIBA Co. [3]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

Wed. Sep 7, 2016 10:20 AM - 11:25 AM JST | Wed. Sep 7, 2016 1:20 AM - 2:25 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [1H01-04] Laser analysis

Chair: Masanobu Nogami (Kindai Univ.)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[1H01] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor -2

1.Characteristics of fiber-optic probe LIBS using a long duration ns pulse (1)

*Hironori Ohba[1,2], Ayumu Matsumoto[1], Masaaki Toshimitsu[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1.JAEA, 2.QST)

---

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[1H02] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

2.Characteristics of fiber-optic probe LIBS using a long duration ns pulse (2)

*Ayumu Matsumoto[1], Hironori Ohba[1,2], Masaaki Toshimitsu[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1.JAEA, 2.QST)

---

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1H03] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

3.Atmosphere dependence of characteristics of microwave LIBS

*Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] (1.JAEA)

---

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1H04] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

4.Estimation of LIBS spectra using the least-square method

*Katsuaki Akaoka[1], Masaki Ohba[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] (1.JAEA)

---

11:20 AM - 11:25 AM JST | 2:20 AM - 2:25 AM UTC

Time reserved for Chair

# 過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-2
# 1.ロングパルスレーザー適用ファイバー伝送 LIBS 特性(1)

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor -2

1.Characteristics of fiber-optic probe LIBS using a long duration ns pulse (1)

*大場 弘則[1,2]，松本 歩[1]，利光 正章[1]， 赤岡 克昭[1]，若井田 育夫[1]

1 原子力機構，[2] 量研機構

過酷事故炉内状況調査のために、レーザー誘起ブレークダウン分光 (LIBS)と光ファイバー伝送システムを組み合わせた分析技術の開発を進めている。今回、レーザーパルス幅の異なるレーザー発振器を用いた場合の光ファイバー伝送特性および発光スペクトル出現特性について調べた。

**キーワード：**廃止措置、迅速遠隔分析、レーザー、プラズマ、分光分析、ロングパルスレーザー

## 1. 緒言

我々は過酷事故炉における燃料デブリその場分析技術として、レーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）と光ファイバー伝送システムを組み合わせた、高放射線環境対応の可搬型ファイバー伝送 LIBS 装置を開発し、水没燃料デブリを模擬した試料でのその場分析を実証した[1]。今回は、光ファイバーへの入射エネルギーの向上およびファイバー損傷を抑制するために、LIBS 光源にパルス幅 60～100 ns のロングパルスレーザーを導入し、従来適用約 6 ns 幅のノーマルパルスレーザー適用の場合とのファイバー伝送特性及び発光スペクトル出現特性を調べた。

## 2. 実験方法

ファイバー伝送 LIBS 計測系のレーザー発振器として、フラッシュランプ励起ノーマルパルス Nd:YAG レーザー（パルス幅 6 ns、最大出力 50 mJ/パルス）および LD 励起ロングパルス Nd:YAG レーザー（パルス幅 60～200 ns、最大出力 130 mJ/パルス@100 ns）を整備し、減圧したファイバー結合部において、光ファイバー（コア径 $\phi$ 1 mm, NA0.12）にレーザー光を導入した。光ファイバー透過特性は、透過前後のレーザーエネルギーを測定して比較した。また、光ファイバー出口に光学レンズを付けて $ZrO_2$ にレーザー光を集光し、パルス幅と発光強度を高速 Si 検出器で測定した。

## 3. 結果および考察

ロングパルスでは 100 mJ/パルス以上のエネルギーでファイバーへの入射が可能なことを確認した。Fig.1 は、試料に 10mJ/パルスのレーザー光を照射した時の発光強度の時間変化を示している。強度はノーマルパルスの最大値で規格化した。ノーマルパルスでは強度は大きいが減衰が早い。これに対してロングパルスでは、ピーク強度は低いものの減衰が緩やかであり全発光量は、ノーマルパルスよりも多い。長いレーザーパルスによって生成プラズマが再励起されて発光量が多く観測されていると推察される。

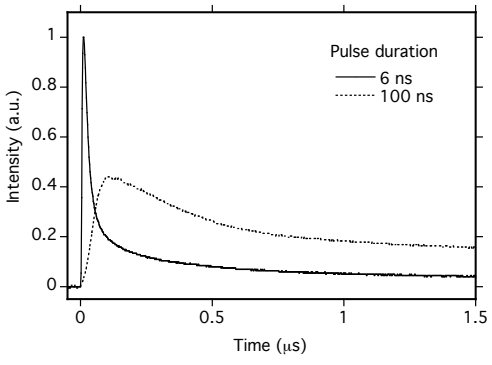



Fig.1. Time evolution of plasma emission from zirconium oxide at laser energy of 10 mJ/pulse.

本報告は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます。

## 参考文献

[1] M.Saeki *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. 51 (2014) 930.

*Hironori Ohba[1,2], Ayumu Matsumoto[1], Masaaki Toshimitsu[1], Katsuaki Akaoka[1] and Ikuo Wakaida[1], [1]JAEA, [2]QST

# 過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-2
# 2.ロングパルスレーザー適用ファイバー伝送 LIBS 特性(2)

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

2.Characteristics of fiber-optic probe LIBS using a long duration ns pulse (2)

*松本 歩[1]，大場 弘則[1,2]，利光 正章[1]，赤岡 克昭[1]，若井田 育夫[1]

[1]原子力機構，[2]量研機構

ファイバー伝送レーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）において、ロングパルスレーザーを適用し、生成するプラズマの特性を検討した。金属ジルコニウムをターゲットとすると、従来のノーマルパルスの場合と比べて、発光スペクトルの強度が向上することがわかった。

**キーワード：**レーザー誘起ブレークダウン分光，ロングパルス，レーザーアブレーション

## 1. 緒言

廃炉措置における燃料デブリのその場分析技術として、ファイバー伝送 LIBS 装置が開発されている[1]。近年、通常のナノ秒レーザーよりもパルス幅の長いロングパルスレーザー[2]が考案されており、これを光ファイバーに導入することで、ファイバー損傷の回避と高エネルギー伝送が期待できる。しかし、ロングパルス照射で生成するプラズマの特性は十分に解明されていない。本研究では、従来のノーマルパルスおよびロングパルスを用いてプラズマを生成し、得られる発光スペクトルの違いを調べた。

## 2. 実験方法

波長 1064 nm、パルス幅 6 ns（ノーマルパルス）および 100 ns（ロングパルス）のレーザーをファイバープローブに通し、大気中の金属ジルコニウムに集光照射した。ターゲット表面に到達するエネルギーを 10 mJ に統一し、電子増倍型 CCD（EMCCD）付きのエシェル分光器を用いて発光スペクトルを測定した。このとき、スペクトル測定の遅延時間をレーザー照射から 1 μs、露光時間を 50 μs とした。

## 3. 結果および考察

**Fig. 1** に、ノーマルパルスおよびロングパルスを照射して得られた発光スペクトルを示す。ロングパルスを照射すると、与えたエネルギーが同じであるにも関わらず、スペクトル全体の強度が向上した。パルス幅の増加に伴って、レーザーとプラズマの相互作用する時間が長くなり、プラズマの発光寿命が長くなったためと考えられる。このとき、原子、分子の発光強度が増加する一方で、イオンの発光強度は低下した。ロングパルスの場合、単位時間あたりのエネルギーが小さいため、イオン化効率が低下すると考えられる。ロングパルスレーザーを分析に適用するためには、プラズマ発光強度およびスペクトルの時間変化、発光領域、衝撃波、照射痕等の違いも踏まえて、プラズマ生成メカニズムを検討する必要がある。

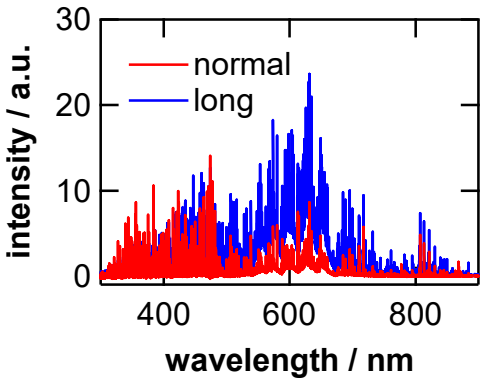



**Fig. 1** Emission spectra obtained for a Zr metal in air with normal-pulse (red line) and long-pulse (blue line) irradiations.

本報告は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます。

### 参考文献

[1] M. Saeki, et al., J. Nucl. Sci. Technol. **51** (2014) 930.　[2] T. Sakka, et al., Appl. Phys. Lett. **88** (2006) 061120.

*Ayumu Matsumoto[1], Hironori Ohba[1,2], Masaaki Toshimitsu[1], Katsuaki Akaoka[1], and Ikuo Wakaida[1]　[1]JAEA, [2]QST

# 過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-2
# 4.マイクロ波 LIBS 特性の雰囲気依存性

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

4. Atmosphere dependence of characteristics of microwave LIBS

*大場　正規[1]，赤岡　克昭[1]，宮部　昌文[1]，若井田　育夫[1]，

[1]原子力機構

LIBS による核燃デブリ分析には高分解能分光が求められることから、プラズマ発光の高輝度化を目的として、マイクロ波を導入したレーザープラズマ発光特性を測定した。減圧下での測定を行い、27kPa でレーザーパルスのみの場合では、大気圧付近で最も発光強度が高いのに対して、マイクロ波を導入した場合では減圧下で高くなり、27kPa では大気圧付近のレーザーパルスのみの強度に対して約 6 倍であった。

**キーワード：**LIBS，マイクロ波、減圧

## 1. 緒言

燃料デブリの簡易分析法として、LIBS（laser induced breakdown spectrometry）が期待されている。しかし、複雑なスペクトルのため、分光器の分解能を高くする必要があるが、感度は低下するため、含有率の低い元素に対しては感度に問題があると考えられる。マイクロ波 LIBS（MW LIBS）は、レーザープラズマをマイクロ波により再加熱し、発光時間を延ばすことができることから、プラズマ発光量の増大と検出感度の向上が期待できる。本報告では、雰囲気条件を変えた時の発光強度を測定した。

## 2. 実験方法

レーザーには出力 5mJ の Nd:YAG レーザーの第 2 高調波を用い、プラズマへのマイクロ波の導入にはケーブル先端の正負間に約 0.5mm のギャップを設けた電極を用いた。マイクロ波は 2.45GHz、ピーク出力 1500W、パルス幅 500μs とした。試料には酸化 Gd を用い、真空容器内に設置した。プラズマからの発光を、レーザービームの入射と同軸方向から光ファイバーに集光し、エッシェル型分光器により分光した。

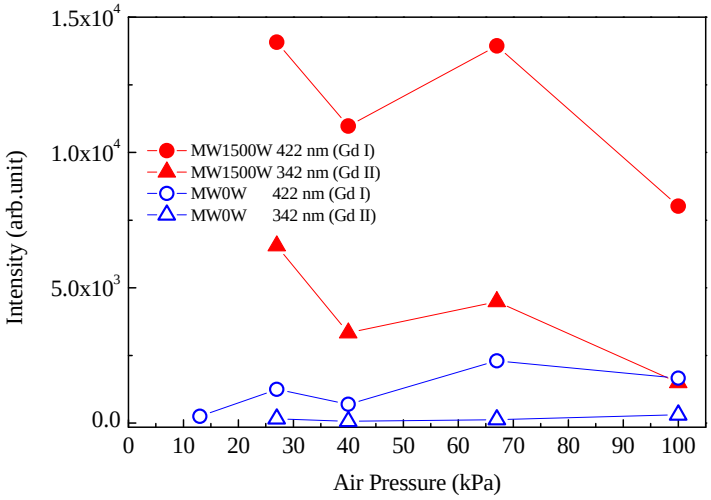



図 1　発光強度の圧力依存性

## 3. 結果

図 1 に発光強度の圧力依存性を示す。422nm の中性原子と 342nm のイオンのピークを用いて、マイクロ波を入れた場合とレーザーパルスのみの場合を比較した。レーザーパルスのみの場合、大気圧に近い方で発光強度が強く、マイクロ波を導入した場合では減圧下で発光強度が強くなり、レーザーパルスのみの約 6 倍であった。

本報告は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます。

*Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Masabumi Miyabe[1]and Ikuo Wakaida[1]

[1]JAEA

# 過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-2
# 4. 最小二乗法を用いた LIBS スペクトルの推定

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

4. Estimation of LIBS spectra using the least-square method

*赤岡克昭、大場正規、宮部昌文、若井田育夫

日本原子力研究開発機構

レーザー誘起ブレークダウン発光分光法（LIBS）により取得した Zr/Fe と Zr/U の混合物スペクトルを「最小二乗法を用いたスペクトル解析法」により評価し、未知の組合せのである Fe/U 混合物スペクトルを推定した。実測値と良い一致を示すことから、混合物スペクトルを推定できる可能性があることが示された。

**キーワード：**レーザー誘起ブレークダウン発光分光、最小二乗法、LIBS、燃料デブリ、ウラン

## 1. 緒言

レーザー誘起ブレークダウン発光分光（LIBS）による定量分析では、スペクトルの同定や解析に多くの労力を要する。更に、福島第一で発生した燃料デブリには核燃料物質以外に FP や構造材等、多くの種類の元素が含有される。それら全てを LIBS で分析するためには莫大な数の組合せの混合物データーが必要になる。そこで、専門性の高いスペクトルの同定や解析を要しない手法として導入した「最小二乗法を用いたスペクトル解析法」を用いて、測定されていない未知の元素の混合物スペクトルの推定を試みた。

## 2. 解析手法

測定されたスペクトルの強度 $I$ を波長 $\lambda$ の関数とし、混合物の測定スペクトルの強度を $I(\lambda)$、元素 $m$ の測定スペクトルの強度を $i(m,\lambda)$とする時、測定スペクトルの強度はこれらの元素スペクトルの線形の重ねあわせと仮定すれば、$I(\lambda)$は、その線形係数 $a(m)$と $b(m)$とすると以下のように表される。

$$I(\lambda)=\sum_m (a(m)\cdot i(m,\lambda)+b(m))$$

この線形連立方程式を最小二乗法により解くことにより、混合物のスペクトルを再現する線形係数を得ることができる。

## 3. 結果

単体元素の測定スペクトルを用いて、Zr/Fe 混合元素と Zr/U 混合元素の測定スペクトルの質量比に対する線形係数を、最小二乗法により機械的に求め、Fe/U 混合元素のスペクトルを推定し、実測結果と比較した。その結果、右図に示すように両者はよく一致し、スペクトルの推定が妥当であることが分かった。この結果から、詳細な測定が比較的困難な U に対する各元素のスペクトルを直接準備することなく、例えば、Zr との混合物を測定することにより、U との混合物のスペクトルを推定できる可能性のあることが示された。

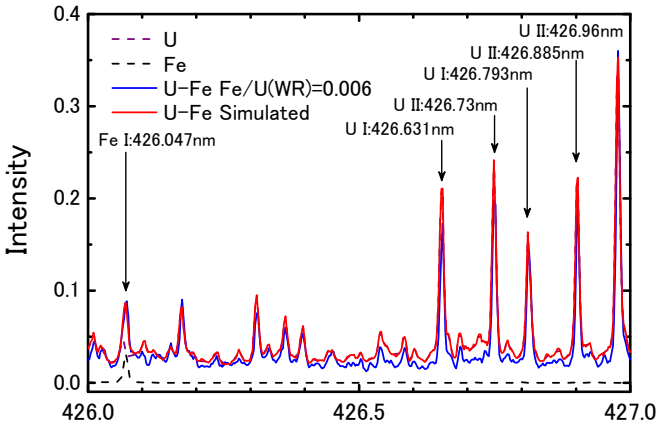



Fig. 1　Simulated spectra of Fe/U

本報告は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます。

---

*Katsuaki Akaoka, Masaki Ohba, Masabumi Miyabe, and Ikuo Wakaida

Japan Atomic Energy Agency.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

Wed. Sep 7, 2016 11:25 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 2:25 AM - 3:00 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [1H05-06] Solution chemistry

Chair: Noriko Asanuma (Tokai Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

### [1H05] Cation-Cation Interaction of Np(V) in Concentrated Chloride Solutions

*Toshiyuki Fujii[1], Akihiro Uehara[2], Yuji Shibahara[2] (1.Graduate School of Engineering, Osaka University, 2.Research Reactor Institute, Kyoto University)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

### [1H06] A Study on bifunctional Effect of Chelating Adsorbent for Recovery of Uranium from Seawater

*Ryuichi Toritsuka[1], Kazuki Hasimoto[1], Masanobu Nogami[1] (1.Kindai University)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# 濃厚塩化物溶液中における５価ネプツニウムの陽イオン－陽イオン相互作用

Cation-Cation Interaction of Np(V) in Concentrated Chloride Solutions

*藤井 俊行[1]，　上原 章寛[2]，　芝原 雄司[2]

[1]阪大工，　[2]京大炉

ネプツニウムを含有するアルカリ元素及びアルカリ土類元素の濃厚塩化物溶液を調製しラマン分光分析を行った。塩化リチウムおよび塩化カルシウムの濃厚溶液系において、５価ネプツニウムのネプツニルイオンと溶媒カチオンとの陽イオン－陽イオン相互作用が観測された。

**キーワード**：ネプツニウム、ラマン分光法、陽イオン－陽イオン相互作用

**１．緒言**　ネプツニウムは、ネプツニルイオンの酸素を介して、溶液中に共存する他の陽イオンと錯イオンを生成することがある。この現象は、陽イオン-陽イオン相互作用として、特に５価のアクチニルについて注目されている。本研究では、アルカリ金属およびアルカリ土類金属の濃厚塩化物水溶液系における、溶媒カチオン（アルカリおよびアルカリ土類カチオン）とネプツニルイオンの陽イオン－陽イオン相互作用を研究した。

**２．実験**　ネプツニウム（$^{237}$Np）を含有する硝酸溶液を乾固し、そこに塩酸を添加して乾固する作業を繰り返し、化学形を塩化ネプツニルに調整した。乾固した塩化ネプツニルを、塩化物溶液（LiCl、CsCl、$CaCl_2$,および $BaCl_2$）に溶解し、0.01 mol dm$^{-3}$ の溶液を調製した。溶液を蓋付き石英セルに封じ、ラマン分光分析を行った（日本分光製、NRS-3100）。

**３．結果・考察**　ネプツニルイオンの O=Np=O 分子の対称伸縮振動（$\nu_1$）に着目し、ラマンシフトを測定した。塩酸系について、測定から得られた O=Np=O 分子の振動エネルギーが文献値を再現していることを確認した。Np(VI)について分子振動エネルギーは系中の塩素濃度の増加に伴い減少することが明らかになった。このことは、ネプツニルイオンの赤道面の水和水が塩素イオンで置換されることにより、O=Np=O 分子の対称伸縮振動エネルギーが緩和されていることを意味する。Np(V)については振動エネルギーの変化は小さかった。濃厚な LiCl 溶液および $CaCl_2$ 溶液系において、本来ラマン活性である Np(V)のネプツニルイオンの$\nu_1$ 振動が不活性になり、800 cm$^{-1}$ 付近に新たなラマンシフトが観測された。文献より、このピークは Np(V)のネプツニルイオンの逆対称伸縮振動（$\nu_3$）である。$\nu_3$ 振動は赤外活性（すなわちラマン活性ではない）であるため、O=Np=O の酸素が溶媒カチオンと近接することにより、X-Y-X 型の分子が X-Y-Z 型の分子に変化したこと、すなわち、ネプツニルイオンと溶媒カチオンとの陽イオン－陽イオン相互作用が起こったことを示唆する。

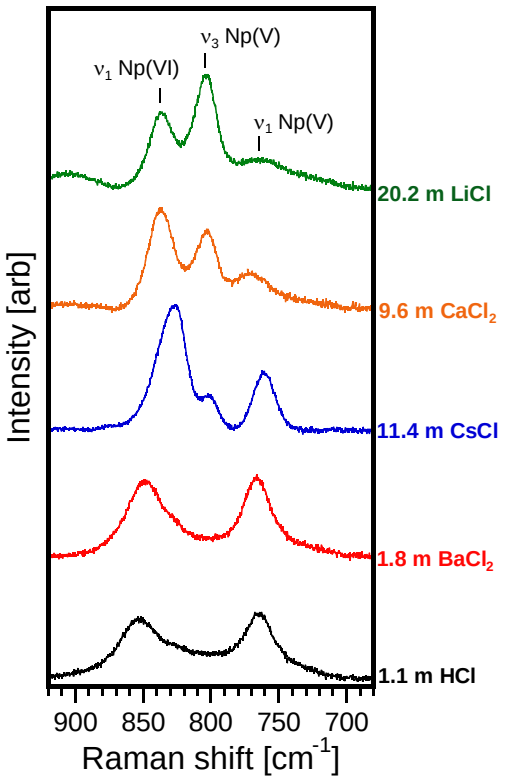



図１　ネプツニルのラマンスペクトル

*Toshiyuki Fujii[1], Akihiro Uehara[2] and Yuji Shibahara[2]

[1]Graduate School of Engineering, Osaka University, [2]Research Reactor Institute, Kyoto University.

# 海水ウラン回収用キレート吸着剤の二官能効果に関する研究

## A Study on bifunctional Effect of Chelating Adsorbent for Recovery of Uranium from Seawater

*鳥塚 竜一，橋本 和樹，野上 雅伸
近大院総合理工

海水ウラン回収用吸着剤として研究している PPTPT-RCSPO 含浸吸着剤の二官能性の効果について、PPTPT、および RCSPO の交換基と同様の構造を有する化合物である IPPA を用いて検討した。

**キーワード：**海水ウラン、吸着、ホスフォンオキシド、二官能性

**【緒言】** 我々は、海水ウラン回収用吸着剤として、低酸濃度領域でU(VI)を他の金属よりも非常に選択的かつ特異的に吸着するが、塩水溶液との親和性にやや問題のある1,1,3,5,5-pentaphenyl-1,3,5-triphosphapentane trioxide (PPTPT(Fig.1 (上))[1]を、海水ウラン回収の実績はあるが、U(VI)の選択性にやや難のあるRCSPO(Fig.1 (中))に含浸させたPPTPT-RCSPO含浸吸着剤[2]の開発を行っている。これまで、この吸着剤はNaCl水溶液系において、NaCl濃度の上昇と共にU(VI)に対する分配比($K_d$)が上昇することが明らかとなっている[3]。このことから高濃度NaCl水溶液からU(VI)が選択的に吸着されることが示唆された。

本研究では、RCSPOの交換基と同様の化学構造を持つ5-isopropyl-2-phenylphosphonic acid(IPPA)(Fig.1(下))を用いて、金属イオン吸着における各交換基の寄与について検討した。

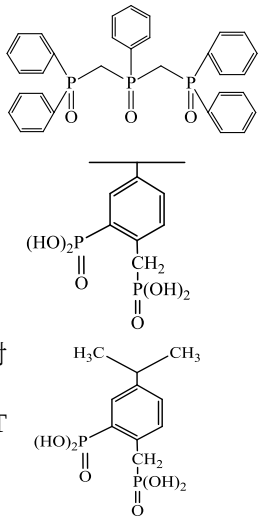


Fig.1 PPTPT(上)、RCSPO(中)及び IPAA(下)の化学構造

**【実験】** IPPAは4-isopropylbenzyl chlorideを用いて合成した[2]。共に固体であるPPTPTと合成したIPPAを、Nd(III)を含む0.5MNaCl,HCl水溶液に各々室温で約12時間接触させ、固体成分の赤外吸収(IR)スペクトルを測定し、相互比較した。

**【結果】** IPPA、RCSPOとNd(III)を各々接触させた試料のIRスペクトルをFig.2に示す。両者において、1200$cm^{-1}$のP=Oのピークが僅かに低波数シフトしていることから、両化合物のP=Oの酸素原子が共にNd(III)を吸着していることがわかる。また、IPPAは塩酸及びNaCl水溶液系でのピークシフト値が殆ど同一であった。一方、PPTPT-RCSPOの様々なPPTPTの含浸率による吸着実験により、NaCl系よりHCl系の方がPPTPTの寄与が大きいことが明らかとなっている。さらに、PPTPTは$HNO_3$またはHCl 6M溶液からのNd(III)抽出においてPPTPTが3分子関与していることも明らかとなっている[4]。これらより、例として、中性付近ではRCSPOの2つの交換基とPPTPT 1分子が吸着に寄与し、一方、酸性水溶液ではRCSPOの交換基1つに対してPPTPT 2分子が吸着するというように、酸性水溶液中ほどPPTPTの寄与が大きくなることが示唆された。

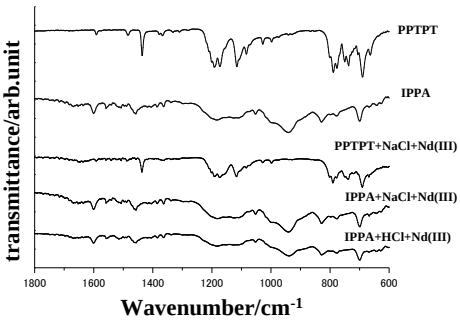



Fig.2 Nd(III)吸着前後の PPTPT及び IPPA の IR スペクトル

**【まとめ】** PPTPT 及び RCSPO の両者のホスホリル酸素が NaCl 系における吸着に関与していることが明らかとなった。RCSPO においては中性塩、酸性水溶液系に関わらず Nd(III)と結合し、一方、PPTPT は酸性水溶液中において Nd(III)と結合しやすいことが明らかとなった。

**謝辞** 本研究の一部は科研費基盤研究(C)(KAKENHI NO.15K06671)の助成を受けたものです。

**参考文献**

[1] M. Nogami, et al. J. Radioanal. Nucl. Chem., 2010;**284**:195.
[2] H. Egawa, et al. J. Appl. Polym. Sci., 1984;**29**:2045.
[3] K. Hashimoto, et al. Abst. of ASNFC 2015, 2015 Dec. Tokyo, Japan, 2B-24.
[4] M. Nogami, et al. Energy Procedia, 2015;**71:**123.

*Ryuichi Toritsuka, Kazuki Hashimoto and Masanobu Nogami
Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University

General Meeting

Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

**[GM1H]「再処理・リサイクル部会」第31回全体会議**

[GM1H] General Meeting

General Meeting

# [GM1H] 「再処理・リサイクル部会」第31回全体会議

Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

## [GM1H]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Reprocessing and Recycle Technology Division

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [PL1H] The Severe Accident Study Working Group for Nuclear Fuel Cycle Facilities Phase-II Report

Chair: Yasuhisa Ikeda (Tokyo Tech)

### [PL1H01] General Explanation of the Phase-II Report

Objectives of Phase-II Activity

*Ken Muramatsu[1] (1.Tokyo City Univ.)

### [PL1H02] General Explanation of the Phase-II Report

Evaporation to Dryness of Waste Solution

*Kazuo Yoshida[1] (1.JAEA)

### [PL1H03] General Explanation of the Phase-II Report

Fire of Organic Solvents in Cell

*Hitoshi Abe[1] (1.JAEA)

### [PL1H04] General Explanation of the Phase-II Report

Criticality Accident

*Yuichi Yamane[1] (1.JAEA)

### [PL1H05] General Explanation of the Phase-II Report

Explosion of Hydrogen Generated by Radiolysis

*Takahiro Ishio[1] (1.JNFL)

### [PL1H06] General Discussion

再処理・リサイクル部会セッション
「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ　フェーズ２報告」

# （1）フェーズ２における検討の目的

(1) Objectives of Phase-II Activity

再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ
主査　池田 泰久[1]，副主査　*村松　健[2]
[1]東京工業大学，[2]東京都市大学

## 1. 緒言

我が国では、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、原子力発電施設だけでなく、核燃料サイクル施設についてもシビアアクシデントのリスクを検討し、これに基づいて安全確保のあり方を見直し、一層の安全性向上を図る努力が進められている。

## 2. 活動の経緯とフェーズ２の目的

再処理・リサイクル部会は、再処理施設等の建設、運転、安全評価、研究開発、人材育成等に係わる多様な組織の研究者、技術者により構成される部会である。この特性を活かして、部会員が有する最新の知見及び専門的経験に基づいて、科学技術的観点から上記課題を検討し、科学合理性の高い安全確保及び安全規制並びに社会への説明責任の達成に資するよう、核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループを立ち上げた。

活動のフェーズ１の成果として、核燃料サイクル施設における内的及び外的事象に起因するシビアアクシデント（「設計基準事故の想定を超える条件で発生し、その判断基準を超えて大きい影響をもたらす事故」と定義し、新規制基準での「重大事故」と区別して用いている）を科学的・技術的観点から選定する方法（グレーデッドアプローチ）について提案した[1][2]。この方法を実施する上で必要な情報のうち、事故の「発生頻度」については原子力発電施設のために開発されたPRA等の手法を用いた評価が可能と考えられるが、「影響」についてはサイクル施設のシビアアクシデントの条件での評価は世界的にも広くは検討されておらず、体系的な調査検討と整理が必要であった。

このため、フェーズ２では、事故影響評価手法に関する現状の整理、課題の把握及び課題解決の方法について、客観的かつ専門的視点から検討を行うこととした。

## 3. 調査の対象

調査では，再処理施設で想定しうる臨界，蒸発乾固，放射線分解水素の燃焼/爆発，有機溶媒火災，使用済燃料の著しい損傷事故等の影響評価方法に関する現状の整理，課題の把握及び課題解決の方法に重点を置くこととした。

## 参考文献

[1] 核燃料サイクル施設 SA 研究 WG 解説記事 「核燃料サイクル施設における対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法と課題」（日本原子力学会誌, Vol.57, No.5, pp.331-339 (2015)）
[2] 核燃料サイクル施設 SA 研究 WG 報告書 「核燃料サイクル施設における対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法と課題」http://www.aesj.or.jp/~recycle/sawg/sawg_report_final.pdf

---

Yasuhisa Ikeda[1], *Ken Muramatsu[2]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Tokyo City University

再処理・リサイクル部会セッション
「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ　フェーズ２報告」

# （2）廃液の沸騰乾固

(2) Evaporation to Dryness of Waste Solution

再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ
沸騰乾固サブワーキンググループ主担当　吉田 一雄
原子力機構

## 1. 想定される事故の概要

再処理施設の機器には，放射性物質の崩壊熱により内包する硝酸塩溶液の温度が沸点まで上昇するものがある。このような機器での溶液の沸騰を防止するために種々の対策が講じられているが、敢えてこれらの対策を考慮せず冷却機能が全喪失した状態が継続すると仮定すれば，溶液が沸騰しいずれ乾固する。例えば、高レベル廃液貯槽では溶液の沸騰及び乾固後の脱硝反応に伴い発生する気体（水蒸気，硝酸蒸気あるいは NOx ガス）とともに貯槽から放出される放射性物質は，貯槽の圧力上昇を防止する目的で設置される廃ガスシールポットから廃ガス処理セル内に流出することが想定される。セルに流出した放射性物質を含む気体は，セル排気系から排気筒放出されるかまたはセルから建屋内へ逆流し建屋排気系から排気筒放出される（図 1）。

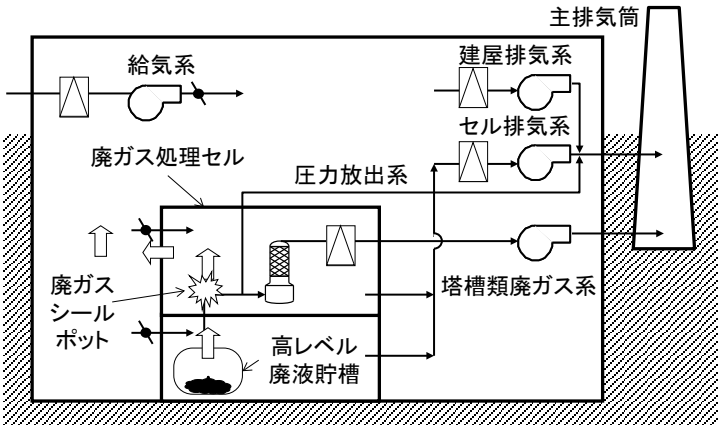



図１ 想定される放射性物質の移行経路

## 2. 検討内容

沸騰が始まると水分が蒸発し廃液が徐々に濃縮され，それにつれて溶液温度は上昇し約 120 ℃程度に達し共沸状態となる。この期間（沸騰初期）では，廃液の沸騰で発生した気泡の破裂で生じる飛沫が上向蒸気流に同伴される。主としてこのメカニズムにより放射性物質が気相部へ移行しエアロゾル化（気体中の浮遊する固体あるいは液体の粒子状物質）する。沸騰晩期（共沸状態到達以降の約 120～約 160 ℃）では，溶液中の Ru は揮発性の化学種に変化するので放射性物質の気相部への移行は，飛沫同伴に比べて桁違いに多くなる。乾固後（160 ℃以上）では、Ru の気化は減少しながらも 180℃程度まで継続するが、約 400 ℃までに多くの化学種の硝酸塩の脱硝反応が進み、放射性物質の気相への移行はほぼ終了する。

本発表では、模擬廃液および実廃液を用いた放射性物質の気相への移行に係る基礎的データの取得を目的に実施された実験を調査し、飛沫同伴による放射性物質の気相への移行および Ru の気化による移行に係る基礎的データおよびそれに基づき提案された移行量評価モデルを概観する。さらに、それらのモデルを用いた評価に必要な沸騰時の廃液温度、硝酸濃度等を模擬する計算プログラム、発電用原子炉施設のシビアアクシデント解析コードを用いた再処理施設内でのエアロゾル移行挙動の解析事例についても紹介する。

---

Kazuo Yoshida

Japan Atomic Energy Agency

再処理・リサイクル部会セッション
「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ　フェーズ２報告」

# （3）セル内での有機溶媒火災

(3) Fire of Organic Solvents in Cell

再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ
溶媒火災サブワーキンググループ主担当　阿部　仁
原子力機構

## 1. 概要

PUREX 法を用いた再処理では、リン酸トリブチル及びドデカンを用いた溶媒抽出によって、ウラン及びプルトニウムをその他の成分から分離し精製する。現在の商用工場に一般的と考えられる安全対策、網羅的に行われた六ヶ所再処理施設の設計基準事象の選定及び改訂された炉規法の重大事故に関する定義を参考に、検討対象シビアアクシデント(SA)事象の一つとしてセル内有機溶媒火災を取り上げ、影響評価方法に関する現状の整理、課題の把握及び課題解決の方法について、客観的かつ専門的視点から検討を行った。

## 2. 検討内容

有機溶媒の漏えい、溶媒の引火点以上への加熱及び着火源の存在の 3 条件が成立する場合には、有機溶媒火災とそれに起因した放射性物質の放出及び移行が引き起こされる可能性がある。事故時の影響評価を行うためには、防火ダンパ閉止による窒息消火等の具体的な事故対策による効果も念頭に置きながら、適切なデータやモデルを適用することが重要となる。

セル内有機溶媒火災時の影響評価を行う際に考慮されるべきと考えられる因子の概要を下図に示す。上記 3 条件を鑑みた場合、事故の発生・継続の可能性を検討するためには、有機溶媒の引火・着火点や鎮火条件に係るデータが必要となる。火災時の影響を評価するために考慮するべき因子としては、燃焼有機溶媒からの放射性物質や煤煙等の放出速度や割合等の物質移流ソースターム及び換気系や建屋内での熱流動を計算するための熱流動ソースターム（質量消費速度、質量及びエネルギー放出速度）が考えられる。また、放射性物質の施設内への閉じ込め評価の観点からは、放射性物質や煤煙等の移行経路（換気系や建屋内等）での移行挙動評価や煤煙の目詰まりによる差圧上昇に伴う HEPA フィルタの健全性評価も重要となる。

本発表では、セル内有機溶媒火災時の影響評価を総合的に行う上で必要となると考えられるこれら因子に係るデータやモデルについて、五因子法との関連性も念頭に置きながら調査・整理し、課題の抽出を試みた結果について報告する。

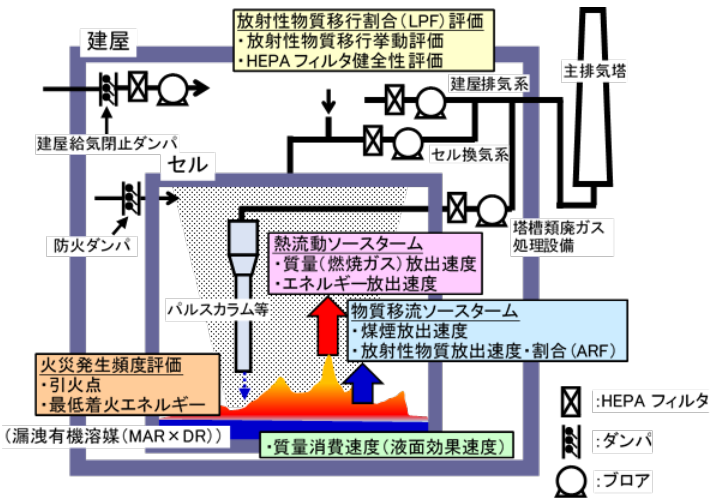



図　セル内有機溶媒火災時の放射性物質放出量評価において考慮される評価項目の概要

Hitoshi Abe
Japan Atomic Energy Agency

再処理・リサイクル部会セッション
「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ　フェーズ２報告」

# （4）臨界事故

(4) Criticality Accident

再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ
臨界事故サブワーキンググループ主担当　山根 祐一
原子力機構

## 1. 概要

再処理施設には多様なプロセスがあり、固体状や粉末状、沸騰状態もしくは沸騰していない液体など、さまざまな形態の核燃料物質を取り扱うため、想定されうる臨界事故の形態も幅広い。国内の施設では臨界事故を防止するための設計や管理方法が採用されており、設計基準事象及び立地評価事故としての影響評価も行われている。シビアアクシデント（SA）事象として臨界事故の影響評価を行う上で理解しておくべき、臨界事故の特徴、施設の設計や管理方法、シナリオ選定及び具体的な影響評価手法と残された課題について調査・検討を行った。

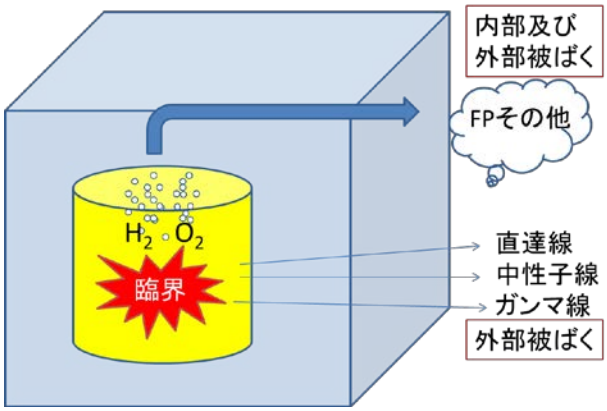
## 2. 検討内容

報告されているプロセス上の臨界事故のほとんどが溶液系で生じている。米国 ICPP の臨界事故（1959）では硝酸ウラニル水溶液の沸騰が継続したために $4\times10^{19}$ という過去最大の核分裂数が生じた。

考慮すべき特徴としては、設計基準事象として多重防護（発生防止、拡大抑制、影響緩和）の有効性が検討されており、①SA としての臨界の想定には、設計基準を超える状態の想定が必要であること、②ソースタームとなる核種（希ガス、FP 核種）が核分裂により生成されるため、その総量が予め決まっていない（核分裂数に依存する）こと、③放射性物質の飛散による被ばくに加えて、直達線（核分裂で生じる放射線）による（主に従業員の）被ばくを考慮する必要があること、④放射線分解ガスとして水素及び酸素のガスが発生することなどが挙げられる。

国内施設の例として六ヶ所再処理施設では、臨界事故防止対策の類似性、換言すればそれが損なわれた場合の事故形態の類似性から、臨界安全の対象を大きく３つのグループに分類している。設計と運転管理における十分な臨界防止措置により臨界事故の発生の可能性を極力小さくしているが、周辺公衆への影響を評価するために設計基準事象として溶解槽の臨界事故を想定している。設計基準事象より低い発生頻度のシビアアクシデントのシナリオを決定論的に検討する場合、多重故障を想定することなどが考えられるが、無制限に極低頻度の事象を取り扱うことはリスクの視点を失うこととなり、グレーデッドアプローチとの整合性が課題となる。

本発表では、臨界事故の影響評価で五因子法を用いる場合について、MAR（影響を受ける物質の量）を炉物理分野の知見に基づいて評価し、その他の因子は、DOE ハンドブック等により評価する方法等を説明する。短半減期核種や移行中にガス状からエアロゾル状に変化する核種等の取り扱いが今後の課題である。




Yuichi Yamane
Japan Atomic Energy Agency

再処理・リサイクル部会セッション
「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ　フェーズ２報告」

# （5）放射線分解水素の爆発

(5) Explosion of Hydrogen Generated by Radiolysis

再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ
水素爆発サブワーキンググループ主担当　石尾 貴宏
日本原燃

## 1. 概要

本報告では、検討対象シビアクシデント(SA)事象の一つとして、「放射線分解水素の爆発」を取り上げ、影響評価に必要なデータ、試験研究などを調査した結果及び課題などについて報告する。

## 2. 検討内容

再処理施設において、放射線分解により水素が発生する可能性のある機器については、蓄積防止のために圧縮空気で機器内の水素を掃気している。しかし、この掃気機能が喪失して水素が爆発下限濃度(4 vol%)以上に達し、さらに着火源が存在すると、水素爆発が発生する恐れがある（右図参照）。

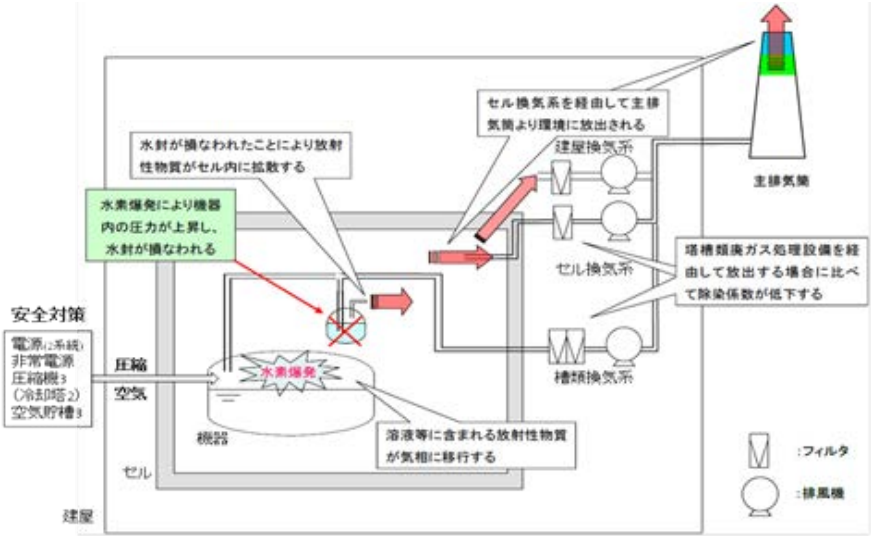



図　水素爆発事象と放射性物質放出経路

水素爆発における事故の進展は、大きく「(1)水素掃気機能から爆発濃度までの上昇」，「(2)水素爆発」,「(3)水素爆発による影響」の 3 つに分けられる。

特に(1)の爆発下限濃度に至るまでの時間余裕の評価には、水素発生量算出に用いる水素 G 値を適切に設定する必要がある。そこで、過去の調査状況も踏まえて、最新の研究状況を調査し、そこから得られる課題を抽出した。また、(3)については、放射性物質の放出量を評価することが重要であり、その手法として「五因子法」を用いることが一般的であることが分かった。「五因子法」では、引用するデータの実験条件と実機の条件を比較して、可能な限り過度な保守性を排除して、適切に設定することが重要である。そこで、放出量評価に特に大きく影響を与える ARF(気相への移行割合)、 LPF(放出経路での低減割合)について、既存の知見及び最新研究状況を調査し、そこから得られる課題を抽出した。

本発表では、放射線分解の水素爆発時における影響評価を総合的に行う上で必要となると考えられるこれら因子に係るデータやモデルについて、五因子法との関連性も念頭に置きながら調査・整理し、課題の抽出を試みた結果について紹介する。

---

Takahiro Ishio
Japan Nuclear Fuel Limited

Planning Lecture | Technical division and Network | Reprocessing and Recycle Technology Division

# [PL1H] The Severe Accident Study Working Group for Nuclear Fuel Cycle Facilities Phase-II Report

Chair: Yasuhisa Ikeda (Tokyo Tech)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM  Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

## [PL1H06]General Discussion

本ワーキンググループでは、“設計基準事故の想定を超える条件で発生し、その判断基準を超えて大きい影響をもたらす事故”（シビアアクシデント）のうち、対応を検討すべきものを選定するための判断基準等について調査検討した（フェーズ1）。

フェーズ2では、世界的にも前例の少ない再処理施設のシビアアクシデント条件での影響評価に重点を置いて体系的に調査検討・整理した。本発表では、想定しうる沸騰乾固、有機溶媒火災、臨界、水素爆発影響評価方法に関する現状の整理、課題の把握及び課題解決の方法について報告する。国内外の再処理施設の継続的安全向上活動等における影響評価技術を理解する上で参考になれば幸いである。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [1H07-09] Actinides separation and recovery

Chair: Kazuyoshi Uruga (CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [1H07] Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant

(1)Molecular Design of Pyrrolidone-type Precipitant

*Koichiro Takao[1], Hiroyuki Kazama[1] (1.LANE, TokyoTech)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [1H08] Extraction Behavior of Cyclic Monoamide for Selective Separation of Uranium(VI) from Nitric Acid Media

*Yuki Uemoto[1], yuka Makino[1], Kouichi Matsumoto[1], Masanobu Nogami[1], Masayuki Harada[2], Yasuhisa Ikeda[2] (1.Kindai university, 2.Tokyo Institute of Technology)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [1H09] R&D of MA separation processes for P&T system using ADS

(8)Examination of Novel Extractants for MA/RE separation

*Hideya Suzuki[1], Yuji Sasaki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki [1], Hiroshi Sagawa[1], Tatsuro Matsumura[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

# ウラン選択性沈殿剤を用いたトリウム燃料簡易再処理技術基盤研究 （1）ピロリドン系沈殿剤の分子設計†

Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant (1) Molecular Design of Pyrrolidone-type Precipitant†

*鷹尾 康一朗, 風間 裕行
東工大 先導原研

次世代のトリウム燃料湿式再処理における U(VI)と Th(IV)の分離を簡易に達成するため、ウラン選択性沈殿剤であるピロリドン誘導体を用いた沈殿再処理法の利用を提案する。沈殿技術の更なる高度化を図るため、本研究では新しい概念に基づくピロリドン誘導体の分子設計を行った。

**キーワード**：再処理, ウラン, トリウム, 沈殿

**1. 緒言**　使用済み核燃料の再処理および核燃料サイクルの実現は、今後ますます増加する世界のエネルギー需要を満たす上で非常に重要である。ウラン資源の獲得競争や可採年数に対する懸念から、現行のウラン燃料に代わる有望かつ現実的なバックアップ策の一つとしてトリウムの利用が考えられる。過去に我々はウラン選択性沈殿剤としてピロリドン誘導体(NRP)が有効であることを見出しており、この現象に基づいて使用済み FBR 燃料に対する簡易再処理技術の開発を行ってきた。トリウム燃料再処理における最大の目的は $^{232}$Th と $^{233}$U の分離であるため、同様の NRP を用いた簡易再処理法の適用が期待される。一方、Th 濃度が高く U 濃度が低いなど燃料溶解液の組成がかなり異なるため、トリウム燃料再処理に特化した NRP の開発が必要である。本研究では、錯体化学および結晶学の観点からウラン選択性沈殿剤である NRP の分子設計を行い、その有効性の検証を目的とする。

**2. 実験**　各種ジアミンおよび 4-クロロブチリルクロリドからショッテン-バウマン反応と分子内環化を経て図 1 に示す架橋 NRP を合成した。これら架橋 NRP を含む硝酸ウラニル錯体を合成し、得られた結晶について単結晶 X 線回折等を用いた構造解析を行った。

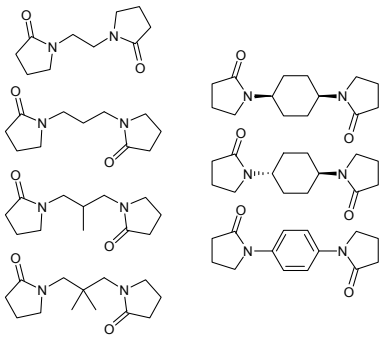


図 1. 架橋 NRP の分子構造.

**3. 結果と考察**　トリウム燃料再処理へ沈殿法を適用するためには、Th(IV)を沈殿させることなく U(VI)を高効率に沈殿回収する必要がある。しかし、NRP の疎水性の最適化により選択性を制御する従来の分子設計概念ではこの目的の達成は困難である。本研究では架橋部位を挟んで 2 個のピロリドン環を有する図 1 に示したような架橋 NRP の利用を提案する。これは、硝酸ウラニルが沈殿剤分子により架橋されて不溶性 1 次元錯体分子鎖を形成することで U(VI)沈殿能を向上させると同時に、架橋 NRP が有する 2 個のアミド部位の存在により低疎水性を付与することで Th(IV)沈殿生成の防止を狙ったものである。この新規分子設計概念に基づいて合成した図 1 の架橋 NRP について硝酸ウラニル錯体を合成したところ、架橋部位が−$(CH_2)_2$−, −$(CH_2)_3$−, −$(CH_2C(CH_3)_2CH_2)$−, *trans*-シクロヘキシルである各架橋 NRP については期待通り 1 次元錯体分子鎖の形成が確認された。

†本研究は文科省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として東工大が実施した「ウラン選択性沈殿剤を用いたトリウム燃料簡易再処理技術基盤研究」の成果です。

*Koichiro Takao and Hiroyuki Kazama
LANE, TokyoTech

# 硝酸水溶液系での U(VI)選択的分離用 環状モノアミドの抽出挙動

Extraction Behavior of Cyclic Monoamide for Selective Separation of Uranium(VI) from Nitric Acid Media

*植本 裕貴[1], 牧野 友佳[2], 野上 雅伸[1], 松本 浩一[1], 原田 雅幸[3], 池田 泰久[3]
[1]近畿大院総合理工, [2]近畿大理工, [3]東工大先導原子力研究所

U(VI)を使用済燃料の他の核種から高純度で分離するための C,H,O,N の元素で構成された新規抽出剤 1,3-dibutyl-2-pyrrolidone(DBP)及び 1,3-dihexyl-2-pyrrolidone(DHP)を合成した。本研究では U(VI)を含む各種金属イオンに対する抽出特性、相分離性に関する基礎的なデータ取得を行った。

**キーワード： ウラン、抽出剤、モノアミド**

**1.** **緒言** ウランの中で最も安定なウラニルイオン($UO_2^{2+}$, U(VI))を硝酸酸性水溶液中で選択的かつ高い抽出容量で分離するための新規環状抽出剤の開発を行っている。U(VI)を使用済燃料の他の核種から高純度で分離するための新規環状モノアミド抽出剤 1,3-dibutyl-2-pyrrolidone(DBP)及び 1,3-dihexyl-2-pyrrolidone(DHP)を合成し、U(VI)を含む各種金属イオンに対する抽出特性及び相分離性を、両者の比較を行いつつ検討した。

**2.** **実験** *n*-ドデカンで希釈した 30vol%(≒1M) DBP 及び DHP を有機相とし、U(VI)や代表的な核分裂生成物元素（FP）等の金属イオン 1 mM を含む各々 0.1 ~ 1M、0.1 ~ 6 M の硝酸水溶液を O/A=1:1(各 3 $cm^3$)で分液漏斗に入れ室温で撹拌した。10 分後、水相と有機相を分液し、水相中の金属イオン濃度を ICP-AES で測定した。抽出特性は分配比 D で評価した。なお、予備平衡時 30vol%DBP 及び DHP は、各々3M 及び 9M 硝酸との接触により第三相が生成されたため、3M 及び 9M における抽出実験が出来なかった。

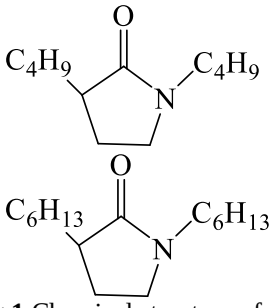



**Fig.1** Chemical structure of DBP(top) and DHP(bottom)

**3.** **結果及び考察** DBP と DHP の硝酸水溶液系での金属イオンに対する抽出特性をそれぞれ Fig.2, 3 に示した。U の D 値は、硝酸濃度の増加に伴い増加していることが分かる。他の金属イオンでは、DBP では見られなかった Pd(II), Re(VII) の低濃度硝酸領域での抽出がわずかに見られた。これらの高濃度硝酸領域での良好な二相分離性や、U(VI)に対する高い抽出特性から、炭素鎖が長い DHP の方が DBP より優れた抽出剤であることが示唆された。今後は、さらに炭素鎖の長い抽出剤を合成していく予定である。

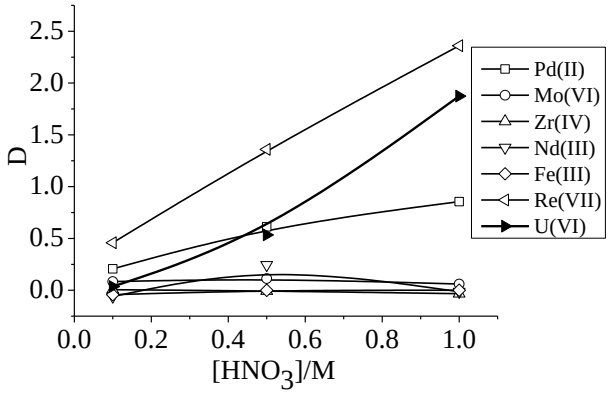



**Fig.2** Extraction behavior of DBP for various metal ions in $HNO_3$

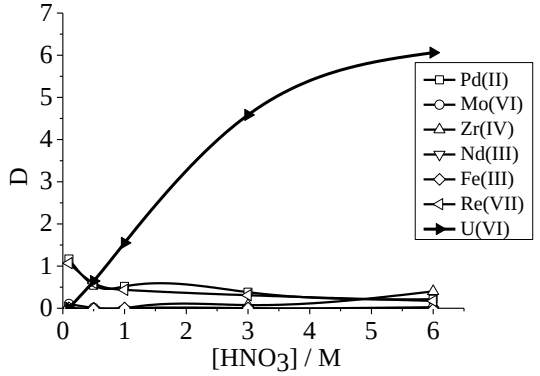



**Fig.3** Extraction behavior of DHP for various metal ions in $HNO_3$

*Yuki UEMOTO[1], Yuka MAKINO[2], Masanobu NOGAMI[1], Kouichi MATSUMOTO[1], Masayuki HARADA[3], and Yasuhisa IKEDA[3]
1: Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University, 2: Faculty of Science and Engineering, Kindai University, 3:Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology

# ADSによる核変換サイクルの確立を目指したMA分離プロセスの開発
# (8) MA/RE分離のための新規抽出剤の検討

R&D of MA separation processes for P&T system using ADS

(8) Examination of Novel Extractants for MA/RE separation

*鈴木英哉[1]，佐々木祐二[1]，津幡靖宏[1]，柴田光敦[1]，黒澤達也[1]，川崎倫弘[1]，佐川浩[1]，松村達郎[1]
[1]日本原子力研究開発機構

現在、日本原子力研究開発機構では、核変換専用サイクルによる分離・変換技術の確立を目指し、マイナーアクチノイド(MA)を分離・回収する技術を開発している。本研究では、MAであるアメリシウム(Am)、キュリウム(Cm)と希土類元素(RE)との相互分離のための新規抽出剤、連続抽出試験について検討した。

**キーワード**：MA/RE分離、ADS、溶媒抽出、ソフトドナー抽出剤、ハードドナー抽出剤、ミキサセトラ

## 1. 緒言

高レベル放射性廃液(HLLW)に含まれる長寿命核種であるAmやCmを加速器駆動システム(ADS)により短半減期核種に核変換するための分離プロセスとして、HLLW中から3価のMA(MA(III))と3価のRE(RE(III))を一括回収した後、MA(III)とRE(III)とを相互分離(MA/RE分離)する方法を検討している。しかしながら、これらは化学的性質が酷似しているため、相互分離は極めて困難である。図1に示したNドナーとOドナーを持つ多座配位子のニトリロ三酢酸アミド(NTAアミド)を用い、溶媒抽出法によるMA/RE分離試験、及び抽出剤の性能評価を実施した。

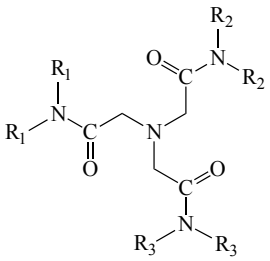



図1　NTAアミドの構造
$R_1$, $R_2$, $R_3$はアルキル基

## 2. 実験

バッチ試験を以下のように実施した。トレーサー量の$^{241}$Am、$^{244}$Cm、及びREを含む硝酸水溶液(水相)と抽出剤：NTAアミドを溶解した*n*-ドデカン溶液(有機相)を等容量混合し、振とう機を用い10分間振とうして抽出平衡に到達させた後、5分間の遠心分離(3000 rpm)により相分離した。水相と有機相の試料溶液のα線を計測し、Am(III)、及びCm(III)を定量した。Nd(III)及び他のREの濃度はICP-MS、またはICP-AESを用いて測定し、分配比を算出した。

## 3. 結果・考察

側鎖の異なる数種のNTAアミドについて検討した結果、6本の*n*-オクチル基を有するヘキサオクチルNTAアミド(HONTA)がMA/RE分離に対し優れた抽出能、分離能を持つことがわかった。HONTAによるAm(III)、Cm(III)、及びNd(III)抽出における分配比と抽出剤濃度との関係を図2示す。その結果、Am(III)、Cm(III)とNd(III)(RE中で最も分離が困難)との分離係数(*SF*)は、それぞれ$SF_{Am/Nd} \geqq 3.7$、$SF_{Cm/Nd} \geqq 2.3$となった。さらに、HONTAは希釈剤への溶解性、相分離性に優れ、第3相を生成しない等、抽出剤としての高い実用性を確認できた。HONTAを抽出剤として用い、向流式多段ミキサセトラ(MS)によるMA/RE分離のための連続抽出試験を実施した。MS試験結果についても報告する。

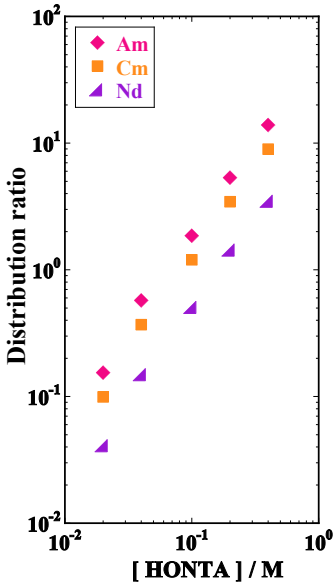



図2　MA(III), Nd(III)の分配比とHONTA濃度との関係
有機相: [HONTA] = 0.02～0.4 M / *n*-ドデカン
水　相: [ $HNO_3$] = 0.1 M = 一定

*Hideya Suzuki[1], Yuji Sasaki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki[1], Hiroshi Sagawa[1] and Tatsuro Matsumura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

本報告は、文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成27年度「加速器駆動未臨界システムによる核変換サイクルの工学的課題解決に向けた研究開発」の成果です。

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

Wed. Sep 7, 2016 3:35 PM - 4:40 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 6:35 AM - 7:40 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [1H10-13] Aqueous process

Chair: Masatoshi Iizuka (CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

### [1H10] Development of U and Pu co-processing process

(1)Studies of U, Pu and Np co-recovery flow sheets with centrifugal contactors

*kazuaki kurabayashi[1], atsunari kudo[1], takehiko sato[1], kazuhito tada[1], tomoyuki ohbu[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

### [1H11] Development of U and Pu co-processing process

(2)Demonstration of U, Pu and Np co-recovery with centrifugal contactors

*Atsunari Kudo[1], Kazuaki Kurabayashi[1], Futoshi Yanagibashi[1], Takehiko Sato[1], Ikuo Fujimoto[1], Tomoyuki Ohbu[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [1H12] Durability of Centrifugal Contactors under Sludge Inclusion Condition

(8)Effect of sludge accumulation on extraction performance

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Takanobu Matsuura[2], Yukio Sakamoto[2], Satoshi Sekita[2] (1.JAEA, 2.NECO)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [1H13] Countercurrent Extraction/Stripping Experiments Using TDdDGA Solvent Extractant in a Centrifugal Contactor System

*Satoshi Kibe[1], Kazuhiko Fujisaku[2], Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Tatsuro Matsumura[1] (1.JAEA, 2.ASCEND)

4:35 PM - 4:40 PM JST | 7:35 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

# コプロセッシング法の抽出フローシート開発
# 還流型遠心抽出器を用いた U,Pu,Np 共回収フローシートの設定

Development of U and Pu co-processing process
Studies of U, Pu and Np co-recovery flow sheets with centrifugal contactors

*倉林　和啓[1]、工藤　淳也[1]、佐藤　武彦[1]、多田　一仁[1]、大部　智行[1]
[1]原子力機構

コプロセッシング法（U,Pu 共回収法）の抽出ﾌﾛｰｼｰﾄ開発において、MA の一つであり長寿命核種である Np についても共回収する U,Pu,Np 共回収ﾌﾛｰｼｰﾄの設定について報告する。

キーワード：コプロセッシング法，U,Pu,Np 共回収，ﾌﾛｰｼｰﾄ，MIXSET-X，遠心抽出器

## 1. はじめに

将来、使用済燃料中の MA(Am, Cm, Np)は核燃料サイクルに閉じ込め、原子炉で燃焼させることにより高放射性廃液の有害度の低減が図れるため、MA の共回収技術開発は重要である。MA のうち、Am, Cm は TBP に抽出されないため共除染部の抽出残液から回収する新溶媒が必要となるが、Np は TBP への抽出性を有しているため、本ﾌﾛｰｼｰﾄにおいて、Np 共回収の技術開発を行っている。これまで、U,Pu 共回収ﾌﾛｰｼｰﾄ開発では、軽水炉から高速炉に至る Pu 含有率の異なる使用済燃料を想定し、分配部を対象とした小型ミキサセトラのホット試験により、U,Pu を共回収できることを確認しており、Np についても共回収するﾌﾛｰｼｰﾄを設定したので報告する。

## 2. 抽出器の設定

Pu 含有率の高い使用済燃料処理時の溶媒劣化を抑えるため、抽出器には溶液滞留時間の短い遠心抽出器を用い、また、分配部における有機相と水相の幅広い流量比（O/A 比）に適用させるため、遠心抽出器には高抽出効率を保ち易い還流型を用いた（図 1）。

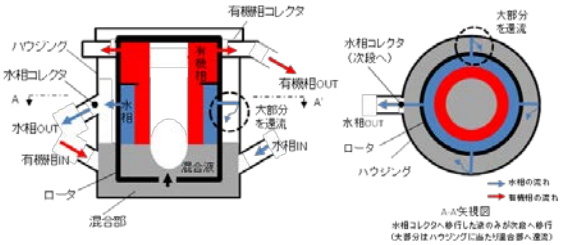



図 1　還流型遠心抽出器の概要

## 3. U, Pu, Np 共回収ﾌﾛｰｼｰﾄの設定

分配部を対象としたﾌﾛｰｼｰﾄ検討を抽出計算コード(MIXSET-X)により行い、Np を 99%以上回収可能な U, Pu, Np 共回収ﾌﾛｰｼｰﾄを設定した。

①Pu 含有率 1%：O/A 比が高い Pu 含有率 1%では、分配部の酸濃度が高くなるため、Pu 還元剤に U(IV)を用いる必要がある。この U(IV)は供給段付近で溶媒に抽出され、U(IV)供給段より後段側に分布する。U, Pu, Np 共回収の場合には、U(IV)供給段より前段側で HAN により Np を非抽出性の Np(V)に還元することが有効となるため、U, Pu 共回収の場合よりも後段側の中段位置に U(IV)を供給することとした（図 2）。

流量は、U, Pu, Np 共回収の許容流量範囲が広く、Pu リーク濃度が最少となり、その中でも製品 Pu/U 比が高くなる条件を選定した(図 3)。

②Pu 含有率 3%、5%：O/A 比が 1%より低く酸濃度が低下するため、Pu 及び Np 還元剤に HAN を用いた。Pu 含有率 3%では、Pu の補助還元剤として少量の U(IV)を中段位置に供給し、1%と同様に Pu リーク濃度が最少となり、製品 Pu/U 比が高くなる流量条件を選定した。

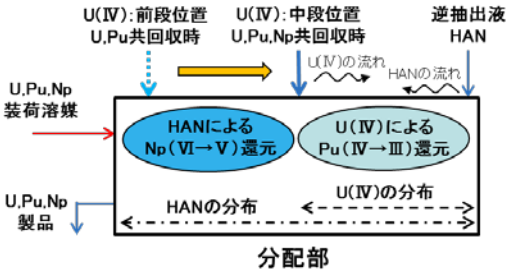
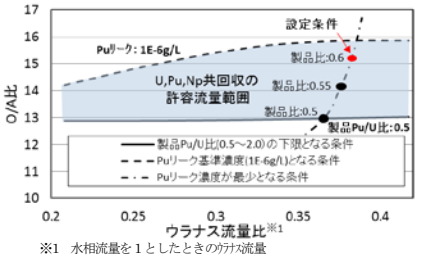



図 2　U(IV)供給段の変更による Np 共回収の概念




※1　水相流量を 1 としたときのｳﾗﾅｽ流量

図 3　MIXSET-X による流量条件の設定
(Pu 含有率 1%)

* Kazuaki Kurabayashi[1], Atsunari Kudo[1], Takehiko Sato[1], Kazuhito Tada[1], Tomoyuki Ohbu[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

※本報告は、経済産業省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「平成 27 年度高速炉等技術開発」の成果の一部です。

# コプロセッシング法の抽出フローシート開発
# 還流型遠心抽出器を用いた U,Pu,Np 共回収試験

Development of U and Pu co-processing process

Demonstration of U, Pu and Np co-recovery with centrifugal contactors

*工藤　淳也[1]，倉林　和啓[1]，柳橋　太[1]，佐藤　武彦[1]，藤本　郁夫[1]，大部　智行[1]

[1]原子力機構

U,Pu,Np 共回収フローシートに基づき還流型遠心抽出器を用いた試験を行い、U,Pu,Np 挙動を確認した結果について報告する。

キーワード：コプロセッシング法，U,Pu 共回収，Np，遠心抽出器，還流型

## 1. 試験目的

前報において設定した U,Pu,Np 共回収フローシートに基づき、Pu 含有率 1 %,3 %,5 %での試験を行い、U,Pu,Np の共回収性について確認した。また、Pu 含有率 1 %において、U (Ⅳ)の供給を前段位置とした試験を行い、U (Ⅳ)供給位置が Np 挙動に与える影響について確認するとともに、これまでのミキサセトラ試験との比較により、還流型遠心抽出器の抽出性能について評価した（表 1)。

表 1　試験目的及び条件

| 試験№ | Pu 含有率 (%) | 目的 | O/A 比※ | 還元剤 U(Ⅳ) 前段 | 還元剤 U(Ⅳ) 中段 | 還元剤 U(Ⅳ) 後段 | 還元剤 HAN |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | 1 | 共回収性 | 15 | 無 | | | |
| 2 | 1 | Np 挙動への影響 抽出性能の評価 | 17 | | 無 | | |
| 3 | 3 | 共回収性 | 6 | 無 | | | |
| 4 | 5 | 共回収性 | 5 | 無 | 無 | | |

※　最前段における O/A 比

Pu 主還元剤：　Pu リーク防止：
Pu 補助還元剤：　Np 還元剤：

## 2. 試験方法

試験時間は約 8 時間とし、遠心抽出器の停止後、各段の試験液について、蛍光 X 線分析法、放射能分析法による Pu 濃度分析、α線スペクトロメトリによる Np 濃度分析を行った。

## 3. 試験結果・評価

① U,Pu,Np 共回収性

Pu は $10^{-5}$ g/L オーダーまで濃度低下し、製品は一定の Pu/U 割合（0.7～0.9）で共回収した。また、Np は中段位置で検出下限値未満まで濃度低下し、U,Pu,Np 共回収が可能であることを確認した（図 1)。

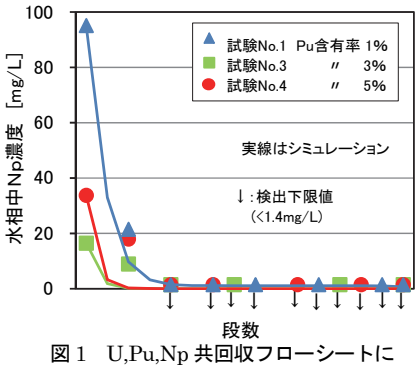



図 1　U,Pu,Np 共回収フローシートにおける Np 挙動

② U(Ⅳ)供給位置が Np 挙動に与える影響

試験 No.2 において、Np は前段側にて濃度低下したものの検出下限値に達せず、Np 回収率は約 78 %であったのに対し、試験 No.1 の Np 回収率は 97 %以上であった（図 2)。U(Ⅳ)と Np が接触すると Np は逆抽出されにくい Np(Ⅳ)まで還元されるため、U(Ⅳ)を前段へ供給した試験 No.2 では回収率が低く、一方、試験 No.1 では U(Ⅳ)を中段へ供給させることで、前段側では Np は HAN と接触し、逆抽出されやすい Np(Ⅴ)を生成することで、回収率が高くなったと考えられる。

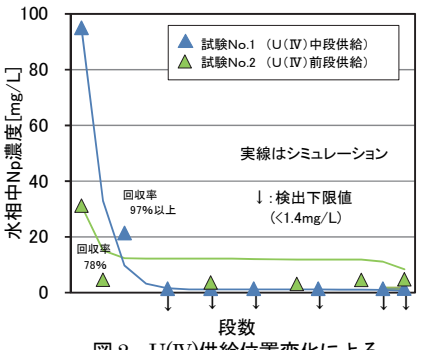



図 2　U(Ⅳ)供給位置変化による Np 挙動の違い

③ 還流型遠心抽出器の抽出性能

過去のミキサセトラ試験[1]と同条件である試験 No.2 を比較したところ、Pu 濃度はともに中段位置で検出下限値未満に達したことから、還流型遠心抽出器はミキサセトラと同様な抽出性能があることを確認した。

参考文献 [1]藤本ら、コプロセッシング法の抽出フローシート開発他、 2013年春の年会F13

Atsunari Kudo[1], Kazuaki Kurabayashi[1], Futoshi Yanagibashi[1], Takehiko Sato[1], Ikuo Fujimoto[1], Tomoyuki Ohbu[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

※本報告は、経済産業省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「平成 27 年度高速炉等技術開発」の成果の一部です。

# 遠心抽出器のスラッジ耐性に関する検討
# （8）スラッジ堆積による抽出性能への影響評価

Durability of Centrifugal Contactors under Sludge Inclusion Condition

(8) Effect of sludge accumulation on extraction performance

*坂本 淳志[1]，佐野 雄一[1]，竹内 正行[1]，松浦 孝信[2]，坂本 幸生[2]，関田 智[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]原子力エンジニアリング（株）

遠心抽出器のロータ内壁にスラッジが堆積した際の抽出性能に及ぼす影響について評価した結果、スラッジの堆積は抽出性能に影響を及ぼさないことが確認された。

**キーワード**：遠心抽出器，スラッジ，抽出性能

## 1. 緒言

遠心抽出器（図 1）は遠心力を利用した二相（水相／有機相）の迅速な相分離や、二相の激しい混合による効率的な抽出が可能であり、比較的小型で溶液滞留時間が短いという特徴を有する。このため、溶媒劣化の抑制や臨界安全性の向上等の観点から、軽水炉 MOX 燃料等の多量の Pu を含む燃料の処理を行う将来の再処理プラントへの適用が期待されている。処理液中にスラッジが流入した場合、スラッジはロータ内壁（相分離部）に堆積し、ハウジングとロータ間に形成される二相混合領域には堆積しないこと、並びにスラッジの堆積進行が相分離性能に影響を及ぼすことを明らかにしている[1]。さらに遠心抽出器の処理性能に与えるスラッジ堆積の影響を評価する上では、相分離性能に加えて抽出性能への影響の把握が重要である。本研究では、スラッジ堆積状態を模擬した遠心抽出器を用いてウランを対象とした抽出試験を実施し、段効率を明らかにするとともに、二相の混合時間及び分散状態を測定することで抽出性能に及ぼす因子についても検討した。

## 2. 試験方法

ロータ内径φ55 mm の遠心抽出器を対象に、スラッジの堆積がない通常のロータ、及び相分離性能への影響が生じ始める 30%のスラッジ堆積率[1]を模擬したロータをそれぞれ用いた。抽出試験では、水相として硝酸ウラニル溶液（U：23 g/L、$H^+$：3 mol/L）、有機相として 30%TBP-ノルマルドデカンをそれぞれ 60 L/h（計 120 L/h）の流量で遠心抽出器に供給した。抽出前後の水相中ウラン濃度、並びに、バッチ試験により求めたウラン平衡濃度により、それぞれのロータにおける段効率を評価した。また、二相の混合時間は混合部の液量とその際の流量との比より、分散状態は高速度カメラによる混合部での液滴径の計測によりそれぞれ評価した。

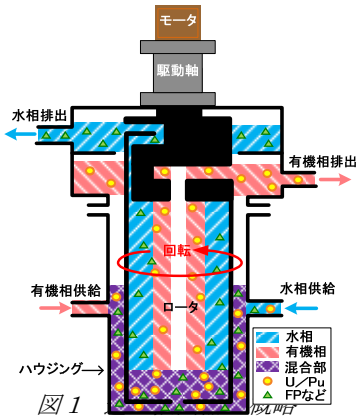



図 1

## 3. 結果と考察

抽出試験では、スラッジ堆積の有無に関わらず、段効率は同等の性能を示すことが確認された（図 2）。また、混合部における二相の混合時間、並びに液滴径についても、スラッジ堆積の有無に関わらず同等の値を示し、ロータ内壁へのスラッジの堆積は、これらに影響を与えないことが確認された。なお、処理液にスラッジが混入した場合においても、実際のスラッジの混入量は少なく、かつ混合部に留まることなく速やかにロータ内へ移行・堆積する[2]ことから、水相と有機相の混合時間や液滴径に対するスラッジの影響は極めて小さく、スラッジ混入による抽出性能への影響は殆ど無いと思われる。

以上のことから、将来プラントへの遠心抽出器適用に向けては、主に相分離性能確保の観点から、現在進めている洗浄技術の最適化が必要である。

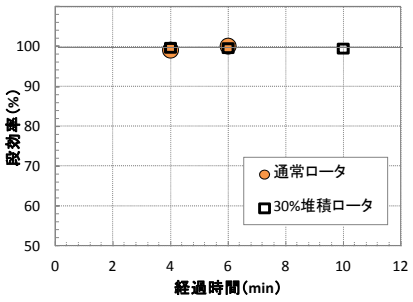



図 2　抽出性能への影響評価

## 参考文献

[1] 坂本 他、日本原子力学会 2015 年秋の大会 J36

[2] 日本原子力研究開発機構「平成 22 年度高速炉再処理回収ウラン等除染技術開発成果報告書」（2011）

※本報告は、経済産業省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「平成 27 年度高速炉等技術開発」の成果です。

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1] , Masayuki Takeuchi[1], Takanobu Matsuura[2], Yukio Sakamoto[2] and Satoshi Sekita[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nuclear Engineering Co., Ltd.

# 遠心抽出器による TDdDGA 溶媒系での向流多段抽出／逆抽出試験

Countercurrent Extraction/Stripping Experiments Using TDdDGA Solvent Extractant in a Centrifugal Contactor System

*木部 智[1]，藤咲 和彦[2]，坂本 淳志[1]，佐野 雄一[1]，竹内 正行[1]，
鈴木 英哉[1]，津幡 靖宏[1]，松村 達郎[1]，
[1]原子力機構，[2]アセンド

分離変換技術におけるマイナーアクチノイド（MA）を回収するプロセス開発の一環として、抽出剤に *N, N, N', N'*–テトラドデシルジグリコールアミド(TDdDGA)を用いたフローシートの開発を進めている。本試験では、遠心抽出器を用いて抽出／逆抽出試験を実施し、各元素の抽出・逆抽出挙動を評価するとともに、ミキサセトラを用いた際の同挙動との違いについて報告する。

**キーワード**：マイナーアクチノイド，溶媒抽出，TDdDGA，遠心抽出器，ミキサセトラ，抽出/逆抽出挙動

## 1. 緒言

PUREXプロセスの抽出ラフィネートからMAを回収するプロセス開発の一環として、抽出剤にTDdDGAを用いたフローシートの開発を進めている。本試験では、油水間の相分離性に優れる遠心抽出器[1]を用いて、模擬ラフィネートを対象とした向流多段抽出/逆抽出試験を実施し、各元素の抽出・逆抽出挙動を評価するとともに、ミキサセトラを用いた際の同挙動との違いについて、比較・検討した。

## 2. 実験

表 1 に示す組成を有する模擬ラフィネートを対象に、遠心抽出器（ローター径 27mm、16 段／1 バンク）2 バンクを用いた向流多段抽出／逆抽出試験を実施した。フローシートを図 1 に示す。有機相には 0.1 M TDdDGA、20% 2-エチル-1-ヘキサノールを溶解した n-ドデカン溶液を用いた。各溶液の供給流量は遠心抽出器の運転条件を考慮し、設定した。酸-溶媒平衡運転後、本運転を 80 分実施した。運転終了後、各段より水相及び有機相の溶液を採取し、各金属元素の濃度を測定した。

表 1　模擬ラフィネート組成

| 元素 | H | Sr | Y | Zr | Mo | Ru | Rh | Pd | Cs | Ba | La | Nd | Eu | EDTA | $H_2O_2$ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 濃度 | 2 M | 1.7 mM | 0.9 mM | 9.6 mM | 6.6 mM | 9.9 mM | 2.9 mM | 7.7 mM | 9.4 mM | 3.9 mM | 7.8 mM | 14 mM | 3.1 mM | 0.1 M | 0.5 M |

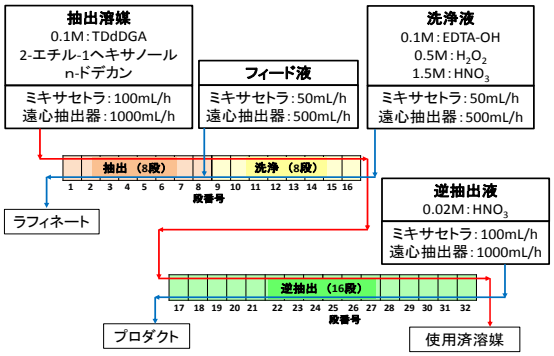



図 1 フローシート

## 3. 結果・考察

試験を通して、エントレイメントやオーバーフロー等の異常は認められなかった。MA と類似挙動を示す希土類元素については、ミキサセトラを用いた試験と同様の抽出挙動が得られるとともに、同試験に対して逆抽出効率の向上が確認された（図 2）。逆抽出効率の向上は、遠心抽出器の高い相分離性に起因するものと推定され、本系における遠心抽出器の適用の有効性が示された。

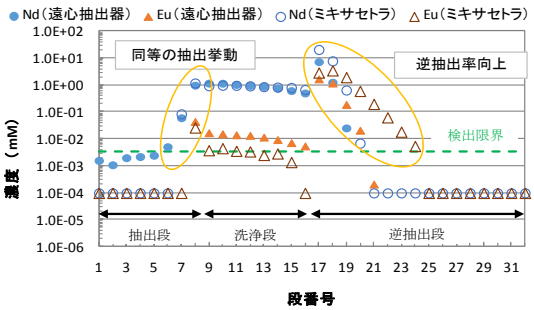



図 2　Nd、Eu 濃度プロファイル（水相）

**参考文献**

[1] Takeuchi M. et al., J. Nucl. Sci. Technol., **2009**, *46*, 217.

*Satoshi Kibe[1], Kazuhiko Fujisaku[2], Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1] and Tatsuro Matsumura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ascend Co.,Ltd.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

Wed. Sep 7, 2016 4:40 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 7:40 AM - 9:00 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [1H14-18] Pyroprocessing, Risk evaluation of reprocessing facility

Chair: Koichiro Takao (Tokyo Tech)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

### [1H14] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(7)Electro-refining test of high-content-Zr TRU metal fuel

*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], Yasushi Tsuboi[1], Kazuo Arie[1], Masatoshi Iizuka[2], Tsuyoshi Murakami[2] (1.Toshiba Corporation, 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)

---

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

### [1H15] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(8)Studies on metal waste consolidation

*Masatoshi Iizuka Iizuka[1], Koichi Uozumi[1], Tsuyoshi Murakami[1], Takashi Omori[2], Kazuo Arie[2] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry, 2.Toshiba Corporation)

---

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

### [1H16] Conditions of U-Pu co-deposition on solid inert cathode in electrorefining process

*Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Murakami[1], Masatoshi Iizuka[1], Takeshi Tsukada[1], Benoit Claux[2], Alcide Rodrigues[2], Pavel Soucek[2], Jean-Paul Glatz[2] (1.CRIEPI, 2.ITU)

---

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

### [1H17] Studies on the palladium effects in high-level liquid waste

(1)Examination of the hydrogen consumption reaction mechanism

*Taisuke Tsukamoto[1], Naoki Ogawa[1], Shuji Fujii[1], Yousuke Mukai[1], Yuki Maehashi[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudo[2], Yuki Oota[2], Naoya Sakagami[2] (1.MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, LTD. , 2.Japan Nuclear Fuel, LTD.)

---

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

### [1H18] Examination of ALARP analysis guideline for Reprocessing Plant

*Hiroshi Kinuhata[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masahiro Yamamoto[1], Kazumi Takebe[1], Naoki Takahashi[1], John Taylor[2], Ian Jones[2], Paul Coley[2], Jenna McIntyre[2] (1.Japan Nuclear Fuel Limited, 2.DBD Limited)

---

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （7）Zr 高含有金属燃料の電解精製

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(7) Electro-refining test of high-content-Zr TRU metal fuel

*大森 孝[1]，中村 等[1]，坪井 靖[1]，有江 和夫[1]，飯塚 政利[2]，村上 毅[2]

[1](株)東芝，[2](一財)電力中央研究所

TRU 金属燃料高速炉で用いる Zr 高含有燃料(TRU-40wt%Zr)の電解挙動を U-40wt%Zr 等を用いた電解試験にて評価した。合金からの U 優先的溶解のためには電解電流密度を低く抑える必要があることが分かった。

**キーワード**：金属燃料高速炉サイクル，乾式再処理，電解精製，高 Zr 合金燃料，U 無し TRU 金属燃料

## 1. 研究の背景と目的

軽水炉使用済み燃料中のプルトニウム(Pu)とマイナーアクチニド(MA)を回収し、ウラン(U)を含まない MA 入り Pu 燃料（TRU 金属燃料）を用いた金属燃料高速炉サイクルの研究[1]を進めている。U を含まない TRU 金属燃料では燃料融点の低下を避けるため、Zr 含有率を従来の約 10%から約 40%（TRU-40wt%Zr）に増やし、電解精製は、Zr を溶解させないで燃料のみを陽極溶解し、Zr の分離など後工程の負荷を少なくすることを想定している。本稿では、この Zr 高含有金属燃料の電解精製試験の現状成果を報告する。

## 2. 試験方法

Zr 含有率(10wt%、20wt%、40wt%)や電流密度(10~1000mA/cm$^2$)をパラメータとしてクロノポテンショメトリー(CP)を測定し、Zr 合金燃料の溶解電位の推移を U 単体金属及び Zr 単体金属と比較することにより、Zr 高含有金属燃料の陽極溶解挙動を評価した。試験では TRU の模擬物質として U を用いた。電気化学測定は、LiCl-KCl-$UCl_3$（U 濃度 2.03wt%、浴温 500℃）中で行った。陽極反応表面積は 0.196cm$^2$ 又は 1.039cm$^2$ とし、φ10mm の SUS 陰極及びパイレックスガラス中に LiCl-KCl-1wt%AgCl を装荷した Ag/AgCl 参照極を用いた。

## 3. 試験結果

各 Zr 含有率(10wt%、20wt%、40wt%)の CP 測定結果を、Zr(φ3mm)、U(φ4.7mm)の結果とともに右図に示す。10wt%では 500mA/cm$^2$ で U の溶解電位から Zr の溶解電位のプラトーへ移行した(図 1)。20wt%では 100mA/cm$^2$ にて U の溶解電位のプラトーを示した(図 2)。40wt%では 50mA/cm$^2$ で電解開始直後に Zr の電位に近づき(図 3(b))、燃料を優先的に溶解させるには電流密度を 20mA/cm$^2$(図 3(a)) 程度に低減する必要があることが分かった。

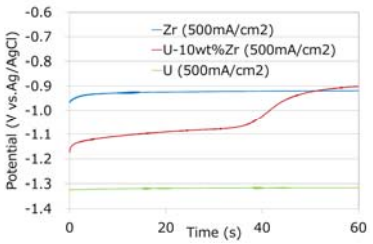



図 1　U-10wt%の CP

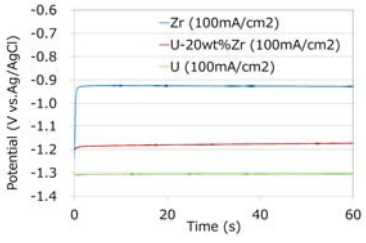
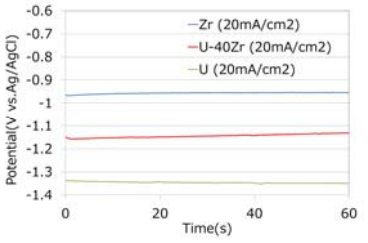
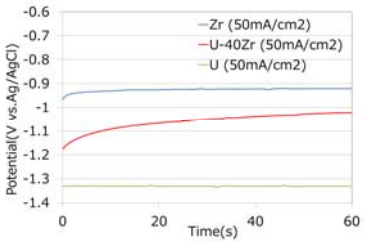



図 2　U-20wt%の CP




(a)20mA/cm$^2$




(b)50mA/cm$^2$

図 3　U-40wt%の CP

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

[1] 有江他、原子力学会 2015 春の年会 J48

*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], Yasushi Tsuboi[1], Kazuo Arie[1], Masatoshi Iizuka[2] and Tsuyoshi Murakami[2]

[1]Toshiba Corporation, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry.

# MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （8）金属廃棄物溶融固化試験

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA
(8) Studies on metal waste consolidation

*飯塚 政利[1]，魚住 浩一[1]，村上 毅[1]，大森 孝[2]，有江 和夫[2]
[1]（一財）電力中央研究所，[2]㈱東芝

TRU 高速炉金属燃料の乾式再処理で生じる高 Zr 比の金属廃棄物（SUS-Zr-貴金属）処理方法として溶融固化技術の適用性を検討した。SUS-20/30wt%Zr については 1600℃で溶融し均質な固化体が作成可能であったが、40wt%Zr では 1700℃で溶融するものの固化体表面の凹凸が著しく内部に亀裂や引け巣が多く発生する上に機械的に脆くなる傾向が見られた。貴金属元素は Pd>Ru>Rh>Mo の順で FeZr 相を好んで分配した。

**キーワード**：金属燃料高速炉サイクル，ウラン無し TRU 金属燃料，乾式再処理，金属廃棄物

## 1. 背景と目的

軽水炉等で発生するプルトニウム（Pu）とマイナーアクチニド（MA）を高効率で燃焼できる、ウラン（U）を含まない MA 入り Pu 燃料（TRU 金属燃料：Pu-MA-Zr）を用いた高速炉サイクル[1]の研究が進められている。TRU 金属燃料の Zr 含有率は 40wt%程度と非常に高いため、溶融塩電解精製による TRU 回収後の陽極には Zr 比の高い残留物が生じる。この廃棄物処理に、通常の金属燃料（～10wt%Zr）乾式再処理のために開発された溶融固化技術を適用する場合の処理条件を調べた。

## 2. 試験方法

想定される照射後の TRU 金属燃料組成から、考えられる金属廃棄物中 Zr 比を 20～40wt%と算出した。市販のフェライト系ステンレス（SUS430、～16wt%Cr）チップと Zr 小片あるいはスポンジを混合して合計 10～300g 程度を各種るつぼに装荷し、1600～1700℃、真空あるいは Ar 雰囲気下で溶解した。

## 3. 結果と考察

SUS-20/30wt%Zr については 1600℃で溶融し均質な固化体が作成可能であったが、40wt%Zr では 1700℃で溶融するものの固化体表面の凹凸が著しく内部に亀裂や引け巣が多く発生した。いずれの固化体もフェライト固溶相（Fe, Cr）と Zr リッチな金属間化合物相（$Fe_xZr$）とから成るが、Zr 比の増加に伴って前者の割合は著しく減少し、固化体が機械的に脆くなる傾向が見られた。模擬 FP として加えた貴金属元素は Pd>Ru>Rh>Mo の順で FeZr 相を好んで分配した（図 1）。MCC-1 法に準じた浸出試験（90℃純水、14 日間）の結果、固化体構成元素の規格化浸出率は 1g/m$^2$ 以下であり、模擬ガラス固化体からの Si 浸出率よりも低かった。

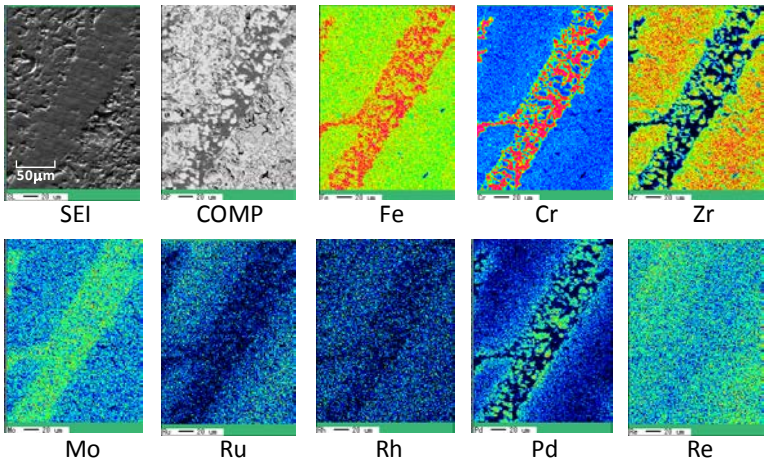



図1　SUS-40wt%Zr溶融固化体試料の断面における元素分布

**謝辞**
本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

**参考文献**

[1] 有江他、原子力学会 2015 春の年会 J48.

*Masatoshi Iizuka[1], Koichi Uozumi[1], Tsuyoshi Murakami[1], Takashi Omori[2] and Kazuo Arie[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Toshiba Corporation

# 乾式再処理法における不活性陰極を用いた U-Pu 共析条件の検討

Conditions of U-Pu co-deposition on solid inert cathode in electrorefining process

*宇留賀 和義[1]，村上 毅[1]，飯塚 政利[1]，塚田 毅志[1]

Benoit Claux[2]，Alcide Rodrigues[2]，Pavel Soucek[2]，Jean-Paul Glatz[2]

[1]電力中央研究所，[2]欧州超ウラン元素研究所

低炭素鋼を陰極に用いて，電解槽中に含まれるアクチニド(An)の電解精製試験を行った。LiCl-KCl 浴塩中の An 濃度や Pu/U 比, 電流密度を変化させた試験を行い, U-Pu 共析条件についての基礎データを取得した。

**キーワード**：乾式再処理，アクチニド，電気化学，溶融塩，共析

## 1. 緒言

使用済燃料の再処理方法の 1 つに, 溶融塩浴中での電解精製によって An を陰極に回収する乾式再処理法がある。An と反応しない低炭素鋼等の不活性な材料を陰極に使用した場合，元素ごとの析出電位差が大きいため，比較的高純度の U を電析できる利点がある。一方，廃塩処理等においては，U と伴に Pu や MA を同時に回収できると処理の簡素化が見込めるため, 不活性陰極への An 共析に関する定量的な知見を得ることは有益である。本試験では，溶融塩組成や電解条件を系統的に変化させて，不活性陰極への U-Pu 共析に関する基礎データを取得した。

## 2. 試験方法

U，Pu の塩化物を含む LiCl-KCl 共晶塩をアルミナるつぼに入れ，500℃で溶融した。この浴塩中において，低炭素鋼(φ3mm)を陰極とし，An を含む液体 Cd を陽極として，浴塩中 U，Pu 濃度や Pu/U 比，電流密度をパラメータとした定電流電解を行った。得られた陰極電析物および浴塩の組成を ICP-MS で分析した。

## 3. 試験結果および考察

表 1 に電解条件および陰極電析物の分析結果を示す。得られた電析物の形状は, U 濃度の高い試験 5, 10, 11 ではデンドライト状であったが，その他の試験では綿菓子状の不定型となった。また，Pu を含む電析物は電解を中断すると陰極から容易に剥離する性質があり，電極との密着性が低いことがわかった。電析物中の Pu 濃度は，電流密度の増加あるいは浴塩中の Pu/U 比の増加とともに増加する傾向を示した。しかしながら，U に対して有意な量の Pu を電析できたのは塩中 U 濃度が最も低い試験 1 のみであった。よって，U-Pu 共析には，浴塩中の高い Pu/U 比に加え，U 濃度を十分に低くする必要があるといえる。一方で，試験 2-4，6-9 においても，初期の陰極電位は Pu の析出が起こる電位(<-1.63V vs Ag/AgCl)であり，電析物中の Pu 濃度は，電位から推定された濃度よりも小さかった。また，An 電析の電流効率は，電流密度が高く，電析物中の Pu 濃度が高い場合に大きく低下する傾向であった。これらの結果から，一旦電析した Pu の一部は，電解中に陰極から剥離した可能性が示唆された。加えて，電極との密着性の低い電析 Pu は，溶融塩中の $U^{3+}$と化学反応により再溶出した可能性も考えられ，これらが総じて電析物中の Pu 濃度や電流効率の低下をもたらしたと考えられた。試験 2-11 の定電流電解では，陰極電位が時間とともに貴側にシフトし，最終的にはいずれも U のみ析出する電位に至った。この電位シフトは，電析物付着による電極面積の増大に因ると考えられ，一定の U/Pu 比で継続的に共析させるためには，電解中に電流値の調整等の対策が必要と思われる。今後は，得られた数値を用いて，電解条件と電析物組成の関係について解析していく計画である。

表 1　電解条件と電析物分析結果

| Run No. | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| $[U]_{salt}$ (wt%) | 0.09 | 0.53 | | | 1.83 | | | | | 2.72 | |
| $[Pu]_{salt}$ (wt%) | 0.96 | 1.94 | | | 3.43 | | | | | 3.74 | |
| $[U]_{salt}+[Pu]_{salt}$ | 1.05 | 2.47 | | | 5.26 | | | | | 6.46 | |
| $[Pu]_{salt}/[U]_{salt}$ | 10.7 | 3.66 | | | 1.88 | | | | | 1.37 | |
| $j_{cathode}$ (mA/cm$^2$) | 17-69[†] | 17 | 35 | 52 | 53 | 165 | 247 | 256 | 330 | 46 | 93 |
| $[U]_{deposit}$ (wt%) | 15.0 | 99.6 | 99.2 | 99.1 | 99.9 | 99.7 | 99.8 | 99.8 | 99.2 | 99.9 | 99.9 |
| $[Pu]_{deposit}$ (wt%) | 81.2 | 0.286 | 0.356 | 0.493 | 0.099 | 0.225 | 0.173 | 0.135 | 0.687 | 0.071 | 0.083 |
| current eff. (%) | 36 | 59 | 21 | 42 | 96 | 70 | 79 | 89 | 38 | 72 | 93 |

[†]試験 1 のみ-1.9V (vs Ag/AgCl)の定電位電解

*Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Murakami[1], Masatoshi Iizuka[1], Takeshi Tsukada[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Institute for Transuranium Elements

# 高レベル濃縮廃液中のパラジウム効果に関する研究
# （1）水素消費反応メカニズムの検討

Studies on the palladium effects in high-level liquid waste
(1) Examination of the hydrogen consumption reaction mechanism

*塚本 泰介[1]，小川 尚樹[1]，藤井 秀治[1]，向井 洋介[1]，前橋 佑樹[1]，
玉内 義一[2]，工藤達也[2]，太田祐希[2]，坂上直哉[2]
[1]三菱重工業株式会社，[2]日本原燃株式会社

高レベル濃縮廃液中のパラジウムイオンによる水素消費効果（以下パラジウム効果）における水素消費反応メカニズムを水素消費実験及び分子シミュレーションによる反応経路解析から推定した。推定結果より，パラジウムを触媒とし，溶液中の $NO_2^-$イオンと水素が反応する可能性が示唆された。

**キーワード：高レベル濃縮廃液，パラジウム，水素，亜硝酸イオン，分子シミュレーション**

## 1. 緒言

再処理工程で発生する高レベル濃縮廃液等のパラジウムイオンを含有する溶液では，放射線分解により発生する水素がパラジウム効果により消費され，水素発生量が抑制されることが知られている[1][2]。しかし，パラジウム効果による水素消費メカニズムに関して十分に解明されていない。そこで本研究では，硝酸パラジウム溶液を用いた水素消費実験及び分子シミュレーション（Materials Studio）を用いた解析により，パラジウム効果による水素消費反応メカニズムを推定した。

## 2. 水素消費実験

排水処理分野で硝酸性窒素を処理する方法として以下に示す反応メカニズムが報告されている[3]。

○反応メカニズム①

$2NO_3^- \rightarrow 2NO_2^- + O_2$ （式 1）

$2NO_2^- + 3H_2 \rightarrow N_2 + 2OH^- + 2H_2O$ （式 2）

○反応メカニズム②

$2NO_3^- + 5H_2 \rightarrow N_2 + 2OH^- + 4H_2O$ （式 3）

そこで，パラジウム効果による水素消費反応も同様の反応メカニズムであると仮定し，硝酸パラジウム溶液を用いた水素消費実験により，水素消費反応のマスバランスを求めた。試験結果（表 2-1）より，硝酸イオンと水素の消費速度比は約 2：3 となった。これは，反応メカニズム①と一致する結果となり，パラジウム効果は反応メカニズム①にて水素が消費されている可能性が高いと考えられる。

表 2-1：水素消費実験結果

| 各物質量 | 試験前 | 試験後 |
|---|---|---|
| $NO_3^-$ [mmol] | 5.50 | 3.55 |
| $H_2$ [mmol] | 4.19 | 1.49 |
| **消費速度比** | **$NO_3^-$:$H_2$=2:2.9** | |

## 3. 分子シミュレーションによる反応経路解析

パラジウム効果において，パラジウムの触媒反応により，水素と $NO_x$ イオンが反応し，水素を消費していると考えられる。そこで，分子シミュレーションを用いて Pd 錯体での配位子構造及び各反応経路における活性化エネルギーを計算し反応経路を推定した。想定される反応経路を図 3-1 に示す。各反応経路中における脱離及び付加によるエネルギー変化，及び活性化エネルギーの計算結果を表 3-1 に示す。経路(1)における $NO_x$ イオンの脱離では，約 700kJ/mol の不安定化（エネルギー増大）が発生するが，これは $NO_x$ 以外の各種結合も切断するエネルギーレベルであり，このような経路は生じないと考えられる。また，経路(2)と経路(3)の活性化エネルギーを比較すると，経路(2)では最小値として 58kJ/mol を取り得る一方，経路(3)では最小でも 120kJ/mol となり，経路(2)よりエネルギー障壁が大きい。従って，パラジウム効果における水素消費反応は経路(2)にて進行すると考えられる。

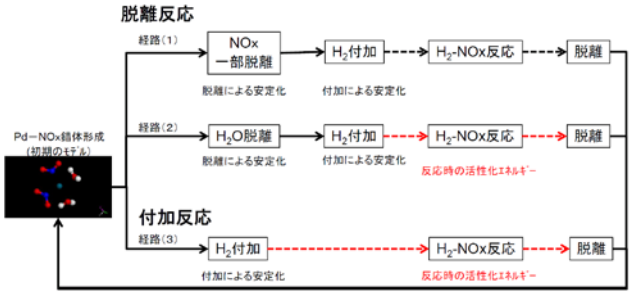



図 3-1：パラジウム効果 反応経路概略図

表 3-1：各反応経路のエネルギー計算結果

| 反応経路 | ｴﾈﾙｷﾞｰ変化[kJ/mol] | | 活性化ｴﾈﾙｷﾞｰ[kJ/mol] |
|---|---|---|---|
| | 脱離 | $H_2$ 付加 | |
| (1) | 691～820 ($NO_x$) | （脱離反応が生じる可能性が低いため，未評価） | |
| (2) | 64～111 ($H_2O$) | -68～-10 | 58～343 |
| (3) | — | -41～-29 | 120～313 |

**参考文献**

[1] T.KODAMA et al., Nuclear Technology, 172, 77 (2010)
[2] 玉内 義一他，高レベル濃縮廃液からの放出水素の抑制効果(7)，日本原子力学会「秋の大会」予稿集，(2012)
[3] 真辺 俊勝，環境保全と環境修復のためのナノクラスター触媒の研究，NanotechJapan Bulletin Vol.1, No.8 (2008)

*Taisuke TSUKAMOTO[1], Naoki OGAWA[1], Shuji FUJII[1], Yousuke MUKAI[1], Yuki MAEHASHI[1],
Yoshikazu TAMAUCHI[2], Tatsuya KUDO[2], Yuuki OOTA[2], Naoya SAKAGAMI[2],
[1]MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, LTD, [2]Japan Nuclear Fuel, LTD,

# 再処理工場を対象とした ALARP 解析ガイドの検討

Examination of ALARP analysis guideline for Reprocessing Plant

*衣旗 広志[1], 玉内 義一[1], 山本 将寛[1], 武部 和巳[1], 髙橋 直紀[1],
John Taylor[2], Ian Jones[2], Paul Coley[2], Jenna McIntyre[2]
[1]日本原燃㈱, [2]DBD Limited

ALARP とは合理的に実現できるかぎり低く(As Low As Reasonably Practicable)という意味であり、英国の原子力施設では ALARP の原則に基づき、安全性向上対策を検討(ALARP 解析)している。六ヶ所再処理工場の安全性向上に資するため、英国の事例を参考として ALARP 解析ガイドの検討を行った。
**キーワード：ALARP，再処理工場，リスク評価**

## 1. 緒言

原子力施設に対して十分な安全設計・安全管理を図っても、なお残ってしまうリスク(残存リスク)が存在する。ALARP の原則は、残存リスクを減少させることが合理的に実現できるかについて、事業者が判断することを可能にするものである。福島事故以降、我が国においても残存リスクを系統的かつ定量的に評価する手法として確率論的リスク評価(PRA : Probabilistic Risk Assessment)等のリスク評価の重要性が再認識されており、六ヶ所再処理工場もリスク評価の整備を進めているところである。リスク評価を活用して ALARP の原則に基づいた安全性向上対策を検討するため、英国の事例を参考として ALARP 解析ガイドの検討を行った。

## 2. ALARP 解析ガイドの検討

英国における ALARP 解析の主な流れは「①起因事象の特定」、「②起因事象の発生頻度の検討」、「③安全性向上対策の検討」、「④リスク評価」であり、この流れについては、基本的に準用できることを確認したほか、一部の実施内容については、拡充を図ることとした。「①起因事象の特定」では、英国において HAZOP を使用した起因事象の特定が行われているが、トップダウンの系統的分類方法であるマスターロジックダイアグラムも使用する。「②起因事象の発生頻度の検討」では、PRA 等のリスク評価と同様の方法により起因事象の発生頻度を検討する。「③安全性向上対策の検討」では、ブレンストーミングにより安全性向上対策を列挙し、これらが国内外の官民が定めた基準、ガイドラインの良好事例に適合していることを確認するとともに、図 1 に示す Safety Hierarchy 等を適用し、信頼度の高い順に採用の可否を検討する。なお、英国において起因事象の発生頻度が $10^{-5}$/年未満である場合、安全性向上対策の検討を不要としているが、発電炉への航空機落下確率に対する評価基準[1]である $10^{-7}$/年までを考慮する。「④リスク評価」では、PRA または QSA(Quantitative Safety Assessment)[2]のような簡易リスク評価によって安全性向上対策を加味したリスク評価を実施し、その結果を英国の原子力規制機関が定めた指針(SAP : Safety Assessment Principles)に示される判断基準と比較する。再処理施設では影響の異なる多種多様な事故が想定されることから、リスク評価の判断基準については、事故の発生頻度と事故の影響のリスクマトリクスに示される階段状の判断基準を用いることが適切であるため、SAP に示される判断基準と比較することとした。

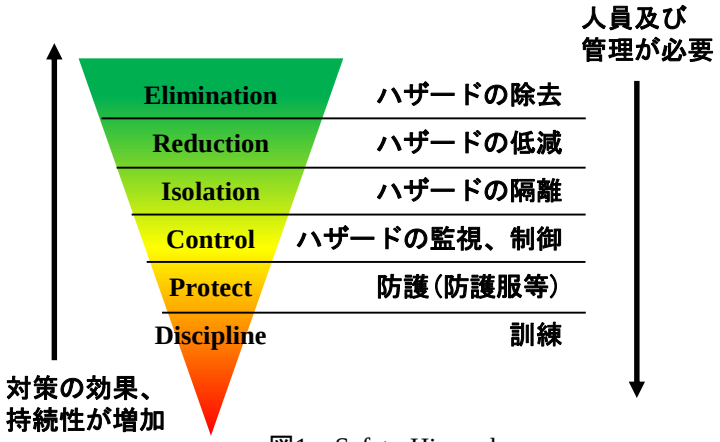



図1　Safety Hierarchy

## 3. 結論

ALARP 解析ガイドの検討を行い、主たる解析方法を取りまとめた。今後は、六ヶ所再処理工場に対して本ガイドラインに沿った試解析を実施し、本ガイドラインの検証及び必要な改訂を行っていく。

## 参考文献

[1] 「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成 14・07・29 原院第 4 号(平成 14 年 7 月 30 日原子力安全・保安院制定))
[2] Y.Tamauchi, et al., New Risk Assessment Method for a Reprocessing Plant: Quantitative Safety Assessment, Nuc. Technol., Vol. 181, 303-316, February 2013.

*Hiroshi Kinuhata[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masahiro Yamamoto[1], Kazumi Takebe[1], Naoki Takahashi[1],
John Taylor[2], Ian Jones[2], Paul Coley[2], Jenna McIntyre[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]DBD Limited

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-1 Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment

Wed. Sep 7, 2016 6:00 PM - 6:35 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 9:00 AM - 9:35 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [1H19-20] Isotope enrichment

Chair: Yu Tachibana (Nagaoka Univ. of Tech.)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

### [1H19] Ca-48 Isotope Enrichment by Means of Crown-Ether Resin

*Yasuhiko Fujii[1], Shin Okumura[1], Saori Umehara[2], Msao Nomura[1], Toshitaka Kaneshiki[1], Toyohiko Yano[1], Tadafumi Kishimoto[3] (1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Tech., 2.Research Center for Nuclear Physics, Osaka Univ., 3.Graduate School of Science, Osaka Univ.)

---

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

### [1H20] Numerical analysis on highly-efficient isotope separation of radioactive cesium by light-induced drift

*Kenta Yuki[1], Leo Matsuoka[1], Takanori Kobayashi[1], Shinichi Namba[1] (1.Hiroshima University)

---

6:30 PM - 6:35 PM JST | 9:30 AM - 9:35 AM UTC

Time reserved for Chair

# クラウンエーテル樹脂を用いる Ca-48 濃縮法

Ca-48 Isotope Enrichment by Means of Crown-Ether Resin

*藤井 靖彦[1], 奥村 森[1], 梅原 さおり[2,3], 野村 雅夫[1], 金敷 利隆[1], 矢野 豊彦[1], 岸本 忠史[2,3]
[1]東工大先導原子力研, [2]阪大理, [3]阪大核理研

クラウンエーテルをシリカビーズ内で縮合重合し細粒径で同位体交換速度の速い樹脂を得た。これを分離塔に充填し Ca-48 の同位体濃縮研究を行っている。これまで各種溶離液システムでの分離係数、一段の分離段高さに関する各種操作条件の影響を検討しており、劣化部を回収するバンドクロマトフィーも試みた。

**キーワード：**Ca-48, Isotope Separation, 充填塔, クラウンエーテル, クロマトグラフィー,

## 1. 緒言

二重β核種 Ca-48（天然同位体比 0.187%）の濃縮がニュートリノ研究のために望まれている。しかし Ca は常温で気体とならず、ウラン濃縮の方法は用いられない。現実的な方法は化学交換法と電気泳動法である。著者らはベンゾ 18 クラウン 6 エーテルをシリカビーズ内で重合することにより、塩酸溶液で Ca が吸着し、同位体交換が生ずるが樹脂を作り。各種溶液で分離係数 ε 、分離段高さ HETP を測定している。

## 2. クラウンエーテル樹脂による Ca 同位体分離実験

### 2-1. 各種溶液系の分離特性

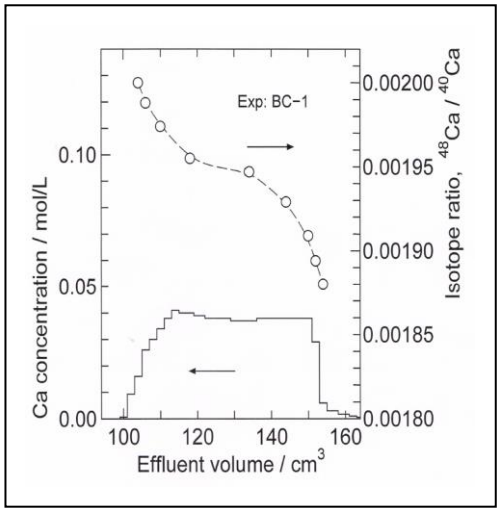
クロマトグラフィー実験により、これまで観測された代表的系での分離係数 ε 、HETP を表に示す。

| 供給溶液 | カラム長 / m | 温度 /℃ | 吸着量 q (1m 当) / mmol | 移動速度 Bv / m/d | ε x$10^3$ | HETP / mm | 分離パワー指標 P |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| HCl 9M | 3 | 35 | 8.0 (2.7) | 21 | 3.7 | 7.4 | 104 |
| エタノール 75%HCl2M | 3 | 40 | 8.7 (2.9) | 11.9 | 3.8 | 6.0 | 83 |
| 酢酸 95%、水 5% | 1 | 25 | 2.7 | 8.2 | 4.6 | 22 | 21 |
| HBr 8.78 M | 3 | 40 | 8.8 (2.9) | 9.2 | 4.3 | 2.9 | 172 |

$P = \varepsilon^2 q\, Bv 10^6 / HETP$

### 2-2. バンドクロマトグラフィー

初段の濃縮はブレークスルー方式で、先端に濃縮物を得、これを集めで次段の濃縮を行うため、濃縮物と劣化物両者を得るバンドクロマトを検討した。Ca を押すイオンとして選択性の強い Sr を選び、温度を室温 21℃、40℃、60℃と変えて、Ca 吸着帯クロマトグラムを得た。室温で展開を行った実験の Ca 吸着帯内の同位体比の変化を右図に示す。前端、後端で濃縮・劣化が生じることが確認される。




## 3. プラントサイズの試算

これまでの基礎試験で得られた結果を基に、1%濃縮 Ca-48, 1kg を得るプラントのサイズを試算した。工学的 ε =2.5x$10^{-3}$, HETP=4mm とすると、1%Ca-48 を得るための最少理論段数 1400 段、その 2 倍を吸着帯とするとその長さ 5.6 m. 必要な樹脂量は 2 $m^3$ であった。直径 20cm 長さ 4m カラム 4 本を 1 組とし、4 セットを並列的に運転する事が考えられる。

謝辞：本研究は文部科学省科研費基盤研究(S):24224007「$^{48}$Caの2重ベータ崩壊の研究」（研究代表者:岸本忠史)の助成を受けて行った。

*Yasuhiko Fujii[1], Shin Okumura[1], Saori Umehara[2,3], Masao Nomura[1], Toshitaka Kaneshiki[1], Toyohiko Yano[1], Tadafumi Kishimoto[2,3], [1]Tokyo Insti. Technol., Lab for Adv. Nucl. Energy, [2]Osaka Univ. Graduate School of Sci., [3]Osaka Univ. Res. Center for Nucl. Sci. .

# 光誘起ドリフトによる放射性セシウムの高効率同位体分離の数値解析

Numerical analysis on highly-efficient isotope separation of radioactive cesium by light-induced drift

*結城謙太[1]，松岡雷士[1]，小林孝徳[1]，難波愼一[1]

[1]広島大学

Cs-135 の核変換の前処理として、光誘起ドリフト効果を用いた Cs-133 と Cs-135 の同位体分離の成立性の検討を行った。本研究では、レーザー光によって結合された二つの量子準位の衝突断面積の差によって生じる巨視的な粒子の流れである光誘起ドリフトの同位体による速度差を数値的に計算した。強衝突を仮定した数値計算の結果、450 K のヘリウムガスにおいて最大の分離効率が得られることが示された。

**キーワード：**レーザー同位体分離，原子法，核変換，衝突断面積

## 1. 緒言

Cs-133 は Cs-135 より中性子捕獲断面積が大きいため、核変換処理の際には同位体分離が必須となる。しかし、レーザー同位体分離法を含む既存の手法では十分な効率が見込めない。そこで我々は、基底状態と励起状態での衝突断面積の差を利用して巨視的な粒子の流れを作ることができる光誘起ドリフトという現象に着目した（図 1）。光誘起ドリフトは日本でも過去に研究されており、2008 年に東北大学のグループが Rb における光誘起ドリフト効果の観測実験を行っているが[1]、Cs-135 分離への適用可能性の検証は未だ行われていない。

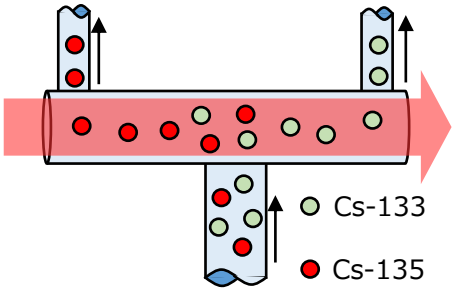



図 1 光誘起ドリフトによるセシウム同位体分離の概念図

## 2. 数値計算と結果

光誘起ドリフト速度は既往の論文[2]で提案されている方法に基づいて導出した式を用いて、定常状態の仮定の下で計算を行った。衝突断面積は第一原理計算によって求めた原子間相互作用ポテンシャルから、WKB 近似を用いて算出した。

セシウムガス圧力には各温度でのセシウムの蒸気圧を用い、バッファーガス圧力はセシウムガス圧力の 1000 倍とした。また、分離レーザー強度とリポンプレーザー強度はそれぞれ、0.1 W/cm$^2$、1 W/cm$^2$ とし、それぞれのレーザーの伝播方向は同じ方向とした。ヘリウムバッファーガス中での Cs-133、Cs-135 の D1 線遷移を利用した場合には、温度 350 K、バッファーガス圧力 12.2 Pa の条件下で、図 2 に示すように互いに反対方向に 1000 cm/s 程度の光誘起ドリフト速度が得られる周波数域が存在することがわかった。また、温度 450 K、バッファーガス圧力 3379 Pa の条件下では、光誘起ドリフト速度は温度 350 K のときと比較して減少するものの、セシウム蒸気圧が大きくなるため、結果としてセシウム年間処理量の見積もりは実験室レベルの小型レーザー装置においても最大で 600 g 程度となることがわかった。

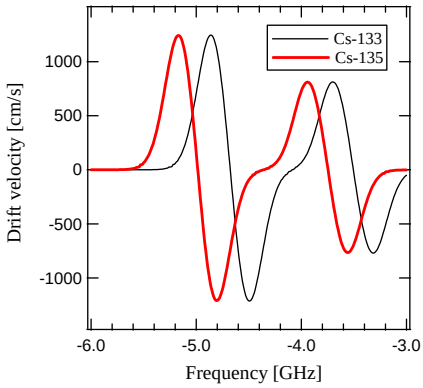



図 2 光誘起ドリフト速度のレーザー照射周波数依存性の一例（$D_1$線、ヘリウムバッファー）

**参考文献**

[1] M. Okamoto, T. Nakamura and S. Sato, Mat. Trans. **49**, 2632-2635 (2008).

[2] A. I. Parkhomenko, A. M. Shalagin: Quantum Electronics **44**, 10, 928-938 (2014).

*Kenta Yuki[1], Leo Matsuoka[1], Takanori Kobayashi[1] and Shinichi Namba[1]

[1]Hiroshima University

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:55 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 5:45 AM - 6:55 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [1I01-04] Environmental Safety Assessments

Chair: Kimiaki Saito (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [1I01] Analysis of atmospheric dispersion characteristics around a NPS with a mesoscale atmospheric dispersion model

*Tomohiro Jumonji[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Shigekazu Hirao[1,3], Tadashi Yamazaki[2], Kazuo Matsui[2] (1.Nagoya Univ., 2.Chubu Electric power, 3.Fukushima Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [1I02] Evaluation of in-soil infiltration effects to surface concentration estimation of radionuclides from NaI pulse height distribution.

*Kyousuke Saitou[1], Atomu Oku[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Tadashi yamazaki[2], Kazuo Matsui[2] (1.Nagoya Univ., 2.Chubu erectric power)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [1I03] A simulation study of personal dose equivalent for external exposure to radioactive cesium distributed in soil

*Daiki Satoh[1], Takuya Furuta[1], Fumiaki Takahashi[1], Choonsik Lee[2], Wesley Bolch[3] (1.JAEA, 2.NCI, 3.Univ. Florida)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [1I04] Study on Radiation Dose Evaluation based on the OIL

(3)Influence by intake of foods and drinks for OIL6 dose

*Yoshitaka Yoshhida[1] (1.INSS)

3:45 PM - 3:55 PM JST | 6:45 AM - 6:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# メソスケール大気拡散数値モデルを用いた原子力施設周辺の大気拡散特性解析

Analysis of atmospheric dispersion characteristics around a NPS with a mesoscale atmospheric dispersion model

*十文字 倫大[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1]、山崎 直[2]、松井 計雄[2]、平尾 茂一[1,3]
[1]名大院工、[2]中部電力、[3]福島大学

本研究では大気拡散数値モデルを用いて実際の原子力施設周辺を対象として定常放出を仮定した放射性物質の大気中濃度と地表面沈着量を計算し、気象場再現性の検証や大気中濃度や地表面沈着量の風下距離依存性の評価、気象状況との関連性について発表する。

キーワード：大気中濃度、地表面沈着量、大気拡散モデル

**1. 諸言**　放射性物質の環境放出を伴う原子力施設事故時には、放出した放射性物質による線量率等を把握するとともに、一般公衆への速やかな防護措置の立案及び実施が重要である。本研究では大気拡散数値モデルを用いて実際の原子力施設周辺を対象として放射性物質の大気中濃度と地表面沈着量を計算し、１年間における施設周辺の拡散特性を解析した。

**2. 解析方法**　使用したモデルは、気象モデル WRF と物質の輸送・沈着過程を計算するラグランジュ型移流拡散モデルから成る。気象場計算では気象庁メソ客観解析データと海面温度データ、米国地質調査所の土地利用データを入力とし、原子力施設周辺 600 km 四方及び 199 km 四方の 2 領域によるネスティング計算を行った。放射性物質を 1 年間において定常放出し続けたと仮定した場合の大気中濃度と地表面沈着量を計算した。その後、大気中濃度と沈着量の分布から対象地域に特有の拡散状況及び発生確率の高い状況の解析を行った。対象期間は 2011 年の 1 月から 12 月とした。

**3. 結果・考察**　Fig,1、2 に冬期（2 月）および夏期（8 月）の平均地上濃度の風下距離分布をそれぞれ示す。冬期は他の月に比べて、風下方向の減少傾向が大きい。これは陸上から吹く寒冷な空気が温暖な海面を通過することにより、乱流混合が促進されて希釈が進むことによると解釈される。また夏期は、放出地点近傍の濃度が高く、風下方向での濃度の減少が緩慢である。前者は大気安定度が不安定であることに起因し、後者は海上でのより安定な大気成層によるものと考えられる。

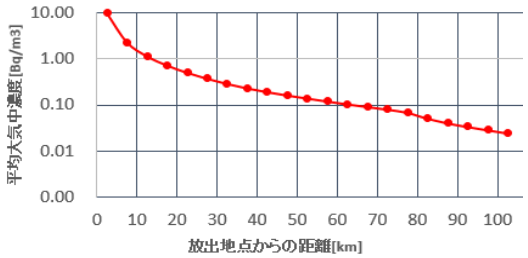



Fig.1 平均地上濃度の風下距離分布(2 月)

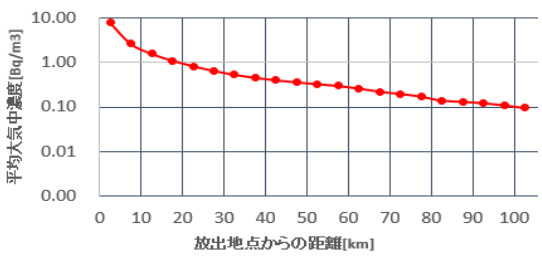



Fig.2 平均地上濃度の風下距離分布(8 月)

Tomohiro Jumonji[1] ,Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Tadashi Yamazaki[2], Kazuo Matsui[2], Shigekazu Hirao[1,3]
[1] Nagoya Univ. [2]Chubu Electric Power [3]Fukushima Univ.

# NaI 波高分布を用いた地面上核種濃度評価に対する土壌中浸透の影響評価

Evaluation of in-soil infiltration effects to surface concentration estimation of radionuclides from NaI pulse height distribution.

*齊藤 杏介[1]、奥 安人夢[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1]、山崎 直[2]、松井 計雄[2]
[1]名大院工、[2]中部電力

本研究では福島事故起源 FP 核種の影響を含むモニタリングポスト(MP)で測定された NaI 波高分布を利用し、各地点周囲の MP 局舎、地形等の幾何学的構造、核種の浸透を考慮した地面上 FP 核種放射能濃度推定を行った。推定値と実測値を比較し、推定精度の妥当性を検討した。周辺の幾何学的構造が異なる MP 間での波高分布の光子輸送計算による再現性の差異を検討し、土壌浸透の影響を評価できるかを議論する。

キーワード：地面濃度、FP 核種、NaI(Tl)検出器、EGS5、浸透

**1.諸言**　原子力発電所事故時の周辺住民の内部・外部被ばく線量を評価するためには、大気中・土壌中放射能濃度の測定および空間γ線線量率の測定が必要である。しかし福島第一原子力発電所事故(以下、福島原発事故)初期、それらは限られた地点でしか測定されなかった。先行研究では、大気中放射能濃度を正確に推定するには、地面上放射能濃度をより正確に推定する必要があることが示された。そこで本研究では 7 地点の MP で測定された NaI(Tl)波高分布を利用し、土壌中への浸透を考慮した核種別地面上放射能濃度の推定を行い、土壌浸透の影響を評価できるかを議論する。

**2.推定方法**　対象核種は静岡県内にある MP の波高分布実測値から光電ピークを確認できた人工放射性核種($^{131}$I、$^{132}$I、$^{134}$Cs、$^{137}$Cs、$^{132}$Te)とラドン壊変生成物($^{214}$Bi、$^{214}$Pb)とした。対象核種の主要なγ線エネルギーの光電ピークが一つのエネルギー幅(BIN)に収まるように核種毎に BIN を設定した。電磁カスケードモンテカルロコード(EGS5)により計算した各 BIN の光電ピーク部の計数率が測定された計数率と一致するように、最小二乗法を用いて核種別に地面上放射能濃度を計算した。EGS5 計算では検出器の大きさ、形状および MS 周辺の幾何学的構造(MS 建屋、周囲の地形、素材)を再現した。放射性物質は MP 建屋上および道路上に一様に存在すると仮定した。また、土壌面上では浸透を考慮し指数分布に従って存在する場合と地表面一様に存在する場合を仮定した。解析期間は 2011 年 3 月 20 日から 4 月 30 日とした。

**3. 推定結果・考察**　重量緩衝深度 $\beta$ の値を変えて、実測の波高分布の低エネルギー側(120～180 keV)と計算により再構築した波高分布で最も良く一致する $\beta$ 値に決定した。ある MP での核種の地表面浸透を考慮した濃度推定値の時間変化($\beta$=2 cm$^2$/g)を Fig.1 に、浸透を考慮せずに求めた濃度推定値を Fig.2 に示す。本手法で算出した $^{131}$I 地面上濃度推定値は 2011 年 4 月 15 日に測定された $^{131}$I の in-situ 測定値と概ね一致した。$^{131}$I、$^{132}$I、$^{132}$Te および $^{136}$Cs の 3 月中の推定値から求めた見かけの半減期は各核種の物理学的半減期と概ね一致していた。放射平衡の関係である $^{132}$I と $^{132}$Te は、概ね近い値で濃度が推定された。$^{132}$I/$^{132}$Te 比の 3 月中平均は浸透考慮時には 0.88、浸透考慮無では 0.71 であった。浸透を考慮することで低エネルギー側に光電ピークを持つ $^{132}$Te の推定精度が向上することが示された。

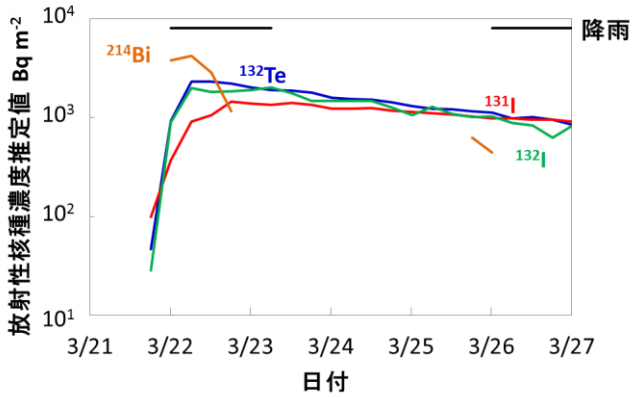



Fig.1　濃度推定値の時間変化(浸透考慮有　$\beta$=2 cm$^2$/g)

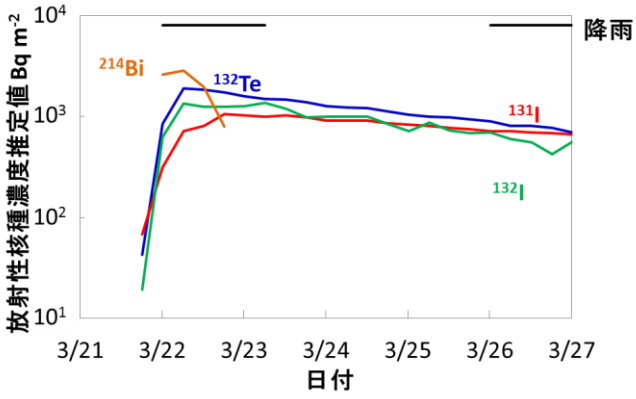



Fig.2　濃度推定値の時間変化(浸透考慮無)

*Kyousuke Saitou[1], Atomu Oku[1] , Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1],Tadashi Yamazaki[2] and Kazuo Matsui[2]

[1]Nagoya Univ., [2]Chubu Electric Power

# 土壌に分布した放射性セシウムによる外部被ばくに対する個人線量当量のシミュレーション研究

A simulation study of personal dose equivalent for external exposure to radioactive cesium distributed in soil

*佐藤 大樹[1]，古田 琢哉[1]，高橋 史明[1]，W. Bolch[2]，C. Lee[3]
[1]原子力機構，[2]フロリダ大学，[3]米国立癌研究所

土壌に分布した放射性セシウムによる外部被ばくに対する年齢別の個人線量当量 *H*p(10)を、モンテカルロ法に基づく放射線輸送計算コード PHITS を用い解析した。さらに、先行研究[1]で求めた同じ被ばく条件下の周辺線量当量 *H**(10)および実効線量と比較し、諸量の相関関係を明らかにした。

**キーワード**：放射性セシウム，モンテカルロ計算，PHITS，個人線量当量，福島第一原発事故

**1. 緒言**　原子力規制委員会は、福島第一原発事故による避難者の帰還に対して、従来の空間線量率から推定される被ばく線量ではなく、個々人の線量を測定し管理することを基本にすべきとの指針を示した。通常、個人モニタリングでは、適切に校正された線量計を身体に装着して、個人線量当量 *H*p(10)を測定する。帰還後の住民の被ばく線量管理のためには、土壌に放射性セシウムが沈着した環境で線量計が与える個人線量当量の値を解析し、規制値を与えている実効線量との相関関係を明らかにすることが有用となる。

**2. 計算方法**　放射線輸送計算コード PHITS により、実際の個人線量計の校正に利用されている $^{137}$Cs 線源から放出される光子を ICRU の定めるスラブファントムに前面から照射する条件を模擬し、ファントム表面での空気カーマとファントム内 10mm 深さでの線量当量を計算した。この結果に基づき、本解析で用いる線量計の校正定数を決定した。次に、先行研究[1]において解析した土壌深さ 0.0, 0.5, 2.5, 5.0, 10.0 および 50.0g/cm$^2$ に一様分布した放射性セシウム（$^{134}$Cs および $^{137}$Cs）による地表面での環境放射線場を用い、新生児、1 歳、5 歳、10 歳、15 歳および成人を表す人体ファントムの胸部前面における空気カーマを計算した。その後、計算した空気カーマに校正定数を適用することで、線量計による測定で得ることが想定される各年齢の個人線量当量 *H*p(10)を導出した。

**3. 結論**　図 1 に土壌中の $^{134}$Cs に対する実効線量と個人線量当量の比を示す。個人線量当量は、実効線量を僅かに上回り、環境放射線場においても、防護量である実効線量を合理的に評価できる実用量であることが分かった。発表では、他に周辺線量当量 H*(10)との比較や、任意の土壌分布に対する解析結果も示す。

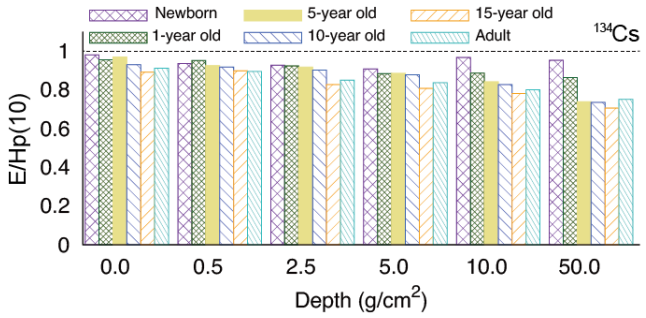



図 1　年齢別の実効線量と個人線量当量 *H*p(10)との比.

**参考文献**

[1] D. Satoh et al., Age-dependent dose conversion coefficients for external exposure to radioactive cesium in soil, J. Nucl. Sci. and Technol, Vol. 53, No. 1, 69-81, 2016.

*Daiki Satoh[1], Takuya Furuta[1], Fumiaki Takahashi[1], Wesley Bolch[2] and Choonsik Lee[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Florida, National Cancer Institute

# OIL に基づく被ばく線量評価の検討

## （3）飲食物摂取量の OIL6 被ばく線量への影響

Study on Radiation Dose Evaluation based on the OIL

(3) Influence by intake of foods and drinks for OIL6 dose

*吉田　至孝[1]

[1]原子力安全システム研究所

運用上の介入レベル（OIL）のうち、OIL6 飲食物摂取制限の判断基準に基づく被ばく線量を評価する上で、飲食物摂取量は重要なパラメータである。飲食物摂取制限は加工前の食品や加工に用いる飲料水等を対象としており、作物等を細かく分析して個別に評価される。そこで、近年実施されている国民健康・栄養調査における飲食物摂取量データから飲食物摂取制限の判断基準レベルの汚染があった場合の被ばく線量を計算し、年齢層別、男女別、地域別の影響を検討した。その結果、被ばく線量は平均で 5mSv/y 未満となり、地方間での差は小さい結果が得られた。

キーワード：運用上の介入レベル、公衆防護措置、原子力災害、被ばく線量、飲食物摂取制限

### １．緒言

運用上の介入レベル（OIL）に対する包括的判断基準である被ばく線量に着目して、OIL 観測値に基づく被ばく線量評価手法の検討を行っている。本研究では、OIL6 飲食物摂取制限に着目して、飲食物摂取量の不確かさによる OIL6 被ばく線量への影響を検討した。

### ２．OIL6 被ばく評価手法の概要

OIL6 被ばく線量は、年間の飲食物摂取量、単位重量あたりの放射性物質濃度および核種毎の放射性物質摂取線量換算係数の積で求められる。飲食物中の放射性物質の減衰に伴う濃度低下および年間均等摂取を仮定して摂取時期による被ばく期間の短縮効果を見込んだ。

### ３．飲食物摂取量の分析

厚労省の平成 23～25 年度国民健康・栄養調査[(1)]の結果から、飲食物摂取量を抽出して年齢層別（幼児、小児、成人）、男女別、地方別の平均値と 95%上限値（2σ）を求めた。ただし、食品の加工に伴う希釈・濃縮効果は無視するとともに、飲料水についてはデータが無いため、飲食物摂取制限の指標の検討[(2)]で用いられた値を参考に幼児 360 kg/y、小児と成人 600 kg/y とした。

### ４．OIL6 被ばく線量の試計算

すべての飲食物が飲食物摂取制限の放射性物質濃度まで汚染されていたと仮定し、対象核種をヨウ素 131 とセシウム 137 として OIL6 被ばく線量を試計算した。その結果、平均で幼児 4.6 mSv、小児 3.1 mSv、成人 2.7 mSv、95%上限値で幼児 7.2 mSv、小児 4.5 mSv、成人 4.1 mSv となった。成人を地方別に見ると 95%上限値で 3.9～4.1 mSv の間にあり、地方間での差はほとんど見られなかった。男女別では、何れの年齢層においても飲食物摂取量が多い男性の被ばく線量が、95%上限値で幼児 0.23mSv、小児 0.38 mSv、成人 0.52 mSv 程度上回った。

表１　OIL6 被ばく線量の試計算結果

単位：mSv/y

| | | 平均 | 95%上限値 |
|---|---|---|---|
| 幼児 | 全体 | 4.60 | 7.15 |
| | 男性 | 4.67 | 7.26 |
| | 女性 | 4.52 | 7.03 |
| 小児 | 全体 | 3.12 | 4.49 |
| | 男性 | 3.22 | 4.68 |
| | 女性 | 3.01 | 4.30 |
| 成人 | 全体 | 2.67 | 4.09 |
| | 男性 | 2.82 | 4.34 |
| | 女性 | 2.54 | 3.82 |
| | 北海道 | 2.54 | 3.90 |
| | 東北 | 2.68 | 4.11 |
| | 関東Ⅰ | 2.64 | 4.00 |
| | 関東Ⅱ | 2.66 | 4.06 |
| | 北陸 | 2.71 | 4.13 |
| | 東海 | 2.56 | 3.87 |
| | 近畿Ⅰ | 2.59 | 3.94 |
| | 近畿Ⅱ | 2.60 | 3.92 |
| | 中国 | 2.66 | 4.06 |
| | 四国 | 2.64 | 4.01 |
| | 北九州 | 2.58 | 3.91 |
| | 南九州 | 2.57 | 3.91 |

### ５．考察と今後の課題

対象核種をヨウ素 131 とセシウム 137 に限定して計算した結果、飲食物摂取制限の指標検討[(2)]で介入線量レベルの指標とされた 5 mSv/y を平均で下回ったが、95%上限値では幼児が上回った。原子炉では多様な核種が生成されており、測定されていない核種や同位体の寄与を考慮していく必要がある。

### 参考文献

(1): 厚生労働省国民健康・栄養調査, http://www.mhlw.go.jp/bunya/kenkou/kenkou_eiyou_chousa.html

(2): 飲食物摂取制限の指標について, 原安委防災対策専門部会環境 WG, 平成 10 年 3 月 6 日, (1998).

*Yoshitaka Yoshida[1]

[1] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 7, 2016 3:55 PM - 5:05 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 6:55 AM - 8:05 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [1I05-08] Radiation Dose Assessment

Chair: Yoshiaka Yoshida (INSS)

3:55 PM - 4:10 PM JST | 6:55 AM - 7:10 AM UTC

[1I05] Development of S value evaluation code for organ doses

*Sakae Kinase[1] (1.JAEA)

---

4:10 PM - 4:25 PM JST | 7:10 AM - 7:25 AM UTC

[1I06] Consideration of Dose Evaluation Model of Emergency Responders in Off-site

(1)Consideration of Emergency Responder's Actions and Dose Contribution by Radionuclides in Fukushima-Dai-ichi Nuclear Power Station Accident

*Kazumasa Shimada[1], Jun Hirouchi[1], Masanori Kimura[1], Masahiro Munakata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1I07] Application of dose coefficients for internal exposures based on Caucasian physique to Japanese

*Kentaro Manabe[1], Kaoru Sato[1], Fumiaki Takahashi[1] (1.JAEA)

---

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1I08] Evaluation of radiocesium concentration in contaminated debris for restricted recycling in the site of Fukushima Daiichi NPS.

*kazuji miwa[1], taro shimada[1], shizuka takai[1], nobuhide nabekura[1], seiji takeda[1] (1.JAEA)

---

4:55 PM - 5:05 PM JST | 7:55 AM - 8:05 AM UTC

Time reserved for Chair

# 内部被ばく臓器S値評価コードの開発

Development of S value evaluation code for internal dosimetry

*木名瀬　栄[1,2]

[1]原子力機構，[2]茨城大学連携大学院

本研究では，国際放射線防護委員会(ICRP)の最新の核データ(Publ.107)を用いた内部被ばく臓器 S 値(mGy/Bq・s) 評価コードを開発した。

**キーワード**：内部被ばく，ICRP，核データ，S 値，比吸収割合

## 1. 緒言

ヒトの内部被ばく臓器線量評価には，一般的に S 値(mGy/Bq・s)が適用される。S 値は, ICRP Publ.30 で規定する比実効エネルギー(SEE)と本質的に同じものであり，「線源臓器内の放射性核種の単位累積放射能あたりの標的臓器の平均吸収線量」を示す。これまでのヒトの内部被ばく臓器 S 値は，米国で開発された SEECAL コードを用いて，光子/電子などに対する比吸収割合(SAF)および核データ情報に基づき算出した。しかし, SEECAL コードは，放射線防護上用いるべき人体モデルの SAF や核データを参照していないことなどの理由により，改良する必要がある。本研究では，ICRP ボクセルモデルを対象とする SAF データを参照可能な構造とした, ICRP の最新の核データを用いた内部被ばく臓器 S 値(mGy/Bq･s)評価コードを開発した。

## 2. 開発コード

内部被ばく臓器 S 値評価コードは，放射性核種の放出放射線に対する SAF データを指定することにより S 値(mGy/Bq・s)を算出する。核データは ICRP Publ.107 のデータファイルを適宜参照することとした。

### 2-1. SAF データ

ICRP はボクセルモデル(Publ.110)を対象にした SAF のデータセットを公開予定としている。開発したコードでは，今後公開される ICRP の SAF データセットが利用できるよう，10keV～10MeV の単色光子/電子の SAF について標的/線源臓器の組み合わせを行方向，放射線エネルギーを列方向とするテキストファイルを参照可能にした。また, SAF の補間には区分的 3 次エルミート補間法を適用した。

### 2-2. 核データ

本コードでは, ICRP Publ.107 に用意された 5 つの核データファイル(NDX, RAD, BET, ACK, NSF)を活用した。NDX ファイルは 1252 核種の物理的半減期などの情報, RAD ファイルは 1252 核種の放出放射線のエネルギー情報, BET ファイルはベータ線エネルギースペクトル情報, ACK ファイルはオージェ電子情報(S 値評価では利用しない), NSF ファイルは自発核分裂核種の中性子情報が収録されている。

## 3. 甲状腺ヨウ素 131 の S 値評価

開発したコードにモンテカルロ計算により評価した ICRP ボクセルモデルの光子/電子 SAF[1]を入力し，放射性ヨウ素 131 に対する甲状腺 S 値(自己吸収)を算定した。その結果，成人男性モデルは $1.6\times10^{-9}$ mGy/Bq・s, 成人女性モデルは $1.8\times10^{-9}$ mGy/Bq・s であり，これまで放射線防護上用いられてきた MIRD の値($1.61\times10^{-9}$ mGy/Bq・s)と同程度であることを確認した。

**参考文献**[1] 木名瀬栄，本間俊充, ICRP/ICRU ボクセルファントムを用いた甲状腺比吸収割合評価，日本原子力学会「2011 年春の年会」P07

*Sakae Kinase[1,2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Ibaraki Univ.

# オフサイトにおける防災業務関係者の線量評価モデルの検討 （1）福島第一原子力発電所事故時の防災業務関係者の活動内容と被ばくに寄与する核種の検討

Consideration of Dose Evaluation Model of Emergency Responders in Off-site
(1) Consideration of Emergency Responder's Actions and Dose Contribution by Radionuclides in Fukushima-Dai-ichi Nuclear Power Station Accident

*嶋田 和真[1]，廣内 淳[1]，木村 仁宣[1]、宗像 雅広[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力施設の緊急事態状況下のオフサイトにおいて住民の避難誘導等を行う防災業務関係者の線量評価モデルを検討するために、福島第一原子力発電所事故時（1F 事故時）のオフサイトで活動した防災業務関係者の活動内容・外部被ばく個人線量及び被ばく線量に寄与する放射性核種の組成に関して検討を行った。

**キーワード**：防災業務関係者，福島第一原子力発電所事故，オフサイト，外部被ばく線量，大気拡散計算

**1. 緒言**　原子力施設の発災初期は事故進展が不明であり、放射性物質の放出の予測を行うことは難しいため、発災初期の対応は事故が起こる前にあらかじめ準備することが必要不可欠である。本研究は、防災業務関係者の安全確保を事前に検討するための線量評価モデルの構築を目的としている。今回の報告では、1F 事故時の情報を基に防災業務関係者の線量評価モデル構築に向けた課題を検討する。

**2. 手法及び結果　2-1. オフサイトの空間線量率の推定**

1F 事故を例としてオフサイトの空間線量率の経時変化等を推定した。国連科学委員会のソースターム[1]から大気拡散計算を用いて放射性核種の大気中濃度と地表面沈着量を求めた。防災業務関係者の活動地域における空間線量率に関する情報を得るため、モニタリングポストの観測値と計算値を比較して計算値が観測値のプルーム通過時刻等を概ね再現していることを確認した。次に、空間線量率に寄与している核種の割合をプルームの通過前後で評価した。12 日において放射性プルームが通過する際の外部被ばくに寄与する主な核種は希ガスの Xe-133 であったこと、15 日以降の 2 週間の外部被ばくに寄与する主な核種は I-131 と Te-132、I-132 であったことが示唆された。これより、1F 事故直後における防災業務関係者の外部被ばく線量に寄与する核種は半減期が数日の核種が主である可能性が示された。

**2-2. 防災業務関係者の活動内容・外部被ばく線量の分析**

上記の推定と合わせて線量評価モデルを構築するために、1F 事故時の防災業務関係者(警察、消防)の活動内容、外部被ばく線量のデータを時系列に沿って分析した（図）。個人線量計によるデータの分析から最も線量が高かった関係者の場合、15 日までの間に線量が増加しており、16 日以降の線量は漸増となっていた。これは、15 日までは活動時間が 1 日 21 時間以上となった避難支援・誘導が主な活動だったのに対し、16 日以降の活動内容は警戒活動等に変化し、それに伴って屋外での活動時間が 1 日 12 時間以内に減少したためである。

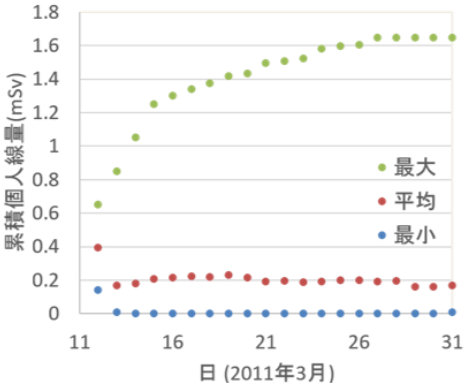


図　防災業務関係者の累積個人線量の推移

**3. 結論**　以上の検討により、防災業務関係者の線量評価モデル構築のためには、1F の様なケースでは事故直後の短寿命核種からの被ばくと、事故経過日時に応じた活動内容の変化を考慮する必要があることが分かった。

**参考文献**　[1]UNSCEAR. Report Volume 1 (2013)

本発表は、内閣府受託（平成 27 年度地域の原子力防災体制の充実・強化に係る技術的情報の整備事業）の成果である。

*Kazumasa Shimada[1], Jun Hirouchi[1] Masanori Kimura[1] and Masahiro Munakata[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

# コーカソイドの体格を基準とした内部被ばく線量係数の日本人への適用に関する検討

Application of dose coefficients for internal exposures based on Caucasian physique to Japanese

*真辺 健太郎[1]，佐藤 薫[1]，高橋 史明[1]
[1]原子力機構

様々なβ-γ核種の摂取に対し、平均的成人日本人ファントム（男性: JM-103、女性: JF-103）に基づく線量係数を評価し、ICRP 標準ファントムに基づく性平均線量係数と比較した。その結果、線量係数の差が±10%以内となったケースは、JM-103 で 87%、JF-103 で 73%であった。

**キーワード：内部被ばく、線量係数、ICRP 標準ファントム、平均的成人日本人ファントム、放射線防護**

**1. 緒言**　国際放射線防護委員会 ICRP は、実効線量はコーカソイドの標準的な体格及び臓器質量（以下、身体的特性と呼ぶ。）を有する ICRP 標準ファントム（男性: RCP-AM、女性: RCP-AF）に基づく男女別等価線量を男女間で平均し、これに組織加重係数を適用して評価することを、2007 年基本勧告で定めた。現在、ICRP は、標準ファントムの比吸収割合 SAF を評価するとともに体内動態モデルを見直すことで、内部被ばく線量係数（放射性核種 1 Bq 摂取当たりの預託実効線量、単位 Sv/Bq）の改訂を進めている。そこで、ICRP の新しい線量係数を我が国の防護体系に今後取り入れる際には、身体的特性の異なる日本人男女に対して、どの程度の過小又は過大評価となるかを把握しておくことが重要となる。本研究では、成人日本人の平均的な身体的特性を有する日本人ファントム（男性: JM-103、女性: JF-103）[1]による線量係数を評価し、RCP-AM 及び RCP-AF を用いて評価した性平均の線量係数と比較した。

**2. 線量係数の計算方法**　線量係数の導出に必要な SAF データとして、JM-103 の光子・電子 SAF は真辺らが既に公開したデータ[2]、ICRP 標準ファントム（男性: RCP-AM、女性: RCP-AF）の電子 SAF は Zankl らのデータ[3]を用いた。JF-103 の光子・電子 SAF、RCP-AM 及び RCP-AF の光子 SAF は、新たに MCNPX を用いて評価した。摂取した核種の体内挙動を与える組織系動態モデルは、現在 ICRP により見直しが進められているが、正式な刊行物として公開されていない。そこで、摂取した核種の各組織・臓器における壊変数は、1990 年勧告に基づく線量係数（ICRP Publ. 68）の評価に使用された組織系動態モデルを適用して算出した。放射線加重係数及び組織加重係数は ICRP2007 年勧告に従い、核種の放出放射線や半減期に関するデータは ICRP Publ. 107 を採用した。以上のデータやモデルを用いて、916 種類のβ-γ核種に対し、化学形の違いを考慮して経口摂取は 1,014、吸入摂取は 1,863 の全 2,877 ケースについて線量係数を計算した。

**3. 結果と考察**　全 2,877 ケースにおける JM-103 及び JF-103 の線量係数と ICRP 標準ファントムの性平均線量係数との差について、図 1 にヒストグラムとして示す。体格の違いから、ICRP 標準ファントムに基づく性平均線量係数に対し、JM-103 及び JF-103 の線量係数はそれぞれ小さく、又は大きくなる傾向が確認された。最も過小評価となる場合の差は JM-103 で+47%、JF-103 で+110%であったが、+30%以上の差が確認されたのは男女合わせて 18 ケースのみで、JM-103 で 87%、JF-103 では 73%のケースで差が±10%以内となった。以上のことから、身体的特性の異なる日本人の男女それぞれに対し、コーカソイドの身体的特性を反映し、かつ性で平均化された線量係数を適用したとしても、放射線防護において著しく過小又は過大評価するケースは限定的であると考えられる。

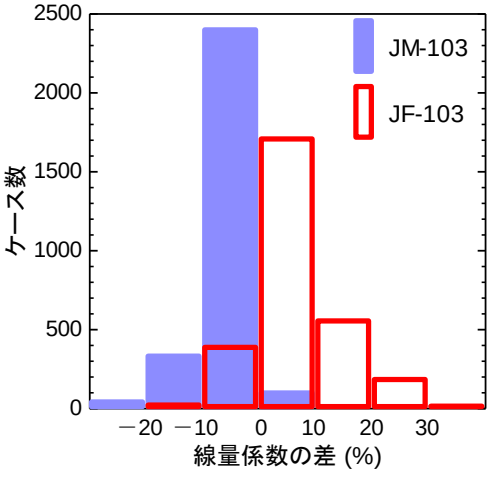



図 1 JM-103 及び JF-103 の線量係数と ICRP 標準ファントムの性平均線量係数との差

**参考文献**

[1] K. Sato, et al., JAEA-Data/Code 2011-013 (2011).
[2] 真辺ら, JAEA-Data/Code 2014-017 (2014).
[3] M. Zankl, et al., Phys. Med. Biol. **57** 4501 (2012).

*Kentaro Manabe[1], Kaoru Sato[1] and Fumiaki Takahashi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 福島第一原子力発電所敷地内での汚染がれきの限定再利用可能な放射性セシウム濃度の試算

Evaluation of radiocesium concentration in contaminated debris for restricted recycling in the site of Fukushima Daiichi NPS

*三輪　一爾[1]，島田　太郎[1]，高井　静霞[1]，鍋倉　修英[1]，武田　聖司[1]
[1]日本原子力研究開発機構 安全研究センター

東京電力福島第一原子力発電所（1F）内で保管されている汚染がれきを 1F 敷地内で限定的に再利用する際に、再利用可能な放射性セシウムのめやす濃度を試算した。
**キーワード**：限定再利用、汚染がれき、福島第一原子力発電所、放射性セシウム濃度　バックグラウンド線量率

**1. 緒言**：1F 敷地内に保管されている汚染がれきを資源化物として敷地内のある特定の用途に限定して再利用すること（限定再利用）が検討されている。本研究では、1F 敷地内での道路材（舗装材、路盤材）への再利用を想定し、再利用可能とする資源化物中の放射性セシウム濃度のめやす値を試算した。

**2. 限定再利用の考え方**：現行のクリアランス制度においては、制約のない自由な流通を想定し、放射線による障害防止のための措置を必要としないレベルとされる 10μSv/y を再利用物からの被ばく線量の上限値として、その条件を満たす濃度（クリアランスレベル）が設定されている。一方、1F 敷地内では廃止措置に向けた作業に従事する作業者はすべて放射線業務従事者として登録され、被ばく線量管理が行われている。こうした状況下において、限定的に再利用される資源化物のめやす濃度を設定した例は国際的にもなく、新たな考え方を導入する必要がある。そこで、本研究では、現状の 1F 敷地内のバックグラウンド（BG）線量率に着目し、汚染がれきから取り出された放射性物質を有する資源化物を汚染されていない資材の代わりに使用することによって上昇する空間線量率が、BG 線量率を超えないことを必要条件とした。これによって限定再利用による追加被ばく線量は一定程度に抑制され、本来の廃止措置作業に充てられる時間が大きく減少することも避けることが可能となる。図 1 に本評価のフローチャートを示す。現在の 1F 敷地内サーベイマップから 1μSv/h が広範囲に数多くみられることから、BG 線量率を 1μSv/h と設定し、再利用によって上昇する空間線量率がこれを超えないように、各再利用用途のめやす濃度を試算した。そのうえで、めやす濃度で道路材への再利用をした際に線源から受ける放射線業務従事者の年間追加被ばく線量並びに東京電力が目標とする 1F 敷地境界上での空間線量 1mSv/y への再利用による寄与を評価して、限定再利用のめやす濃度の妥当性を確認することとした。

**3. めやす濃度の試算**：汚染コンクリートがれきから取り出した資源化物をコンクリート道路あるいはアスファルト道路（幅 9m、長さ 100m）の舗装材あるいは路盤材として利用した場合について、道路中央高さ 1m の位置における線量率が 1μSv/h となるように資源化物中の放射性セシウムのめやす濃度を試算した（表 1）。1F 敷地内で限定的に再利用可能なめやす濃度はアスファルト道路の舗装材で最小の 7,400Bq/kg、コンクリート道路の路盤材で最大の 10 万 Bq/kg となった。発表では試算した資源化物中のめやす濃度の妥当性確認のための評価についても報告を行う。

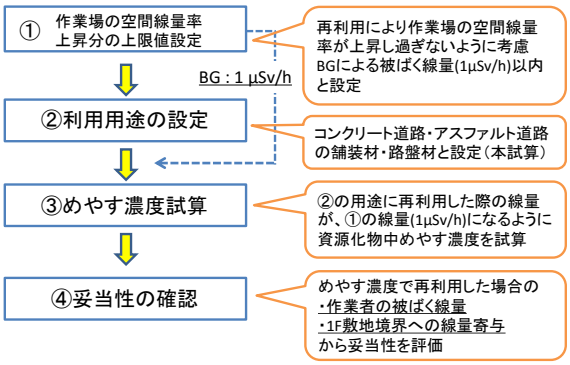



図 1：1F 敷地内の限定再利用評価のフローチャート

表 1：道路材への再利用における適用個所別のめやす濃度

| 舗装形態 | 用途（放射線源） | 舗装厚さ（cm） | 路盤厚さ（cm） | 1μSv/h 相当核種濃度（Bq/kg） |
|---|---|---|---|---|
| アスファルト | 路盤材 | 5 | 80 | $1.3\times10^{4}$ |
| | 舗装材 | 20 | － | $7.4\times10^{3}$ |
| コンクリート | 路盤材 | 15 | 80 | $1.0\times10^{5}$ |
| | 舗装材 | 30 | － | $8.1\times10^{3}$ |

*Kazuji Miwa[1], Taro Shimada[1], Shizuka Takai[1], Nobuhide Nabekura[1], Seiji Takeda[1],
[1]Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency,
本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 27 年度廃棄物の限定再利用に関する検討」として実施したものである。

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 7, 2016 5:05 PM - 6:15 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 8:05 AM - 9:15 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [1I09-12] Biological Effects

Chair: Toshihiro Shibata (IES)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

### [1I09] Migration in environment and microscopic analysis of the particle containing high concentration of radioactive cesium present in Fukushima

*Genki Furuki[1], Junpei Imoto[1], Asumi Ochiai[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney C Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Kyushu University Department of Chemistry, 2.Facalty of Pure and Applied Sciences and Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, Tsukuba University, 3.Department of Environmental Management Faculty of Symbiotic System Science, Fukushima University, 4.Tokyo Institute of Technology Institute of Innovative Research Laboratory for advanced Nuclear Energy, 5.SUBATECH, the University and Ecole des Mines of Nantes and CNRS, 6.Department of Geological Sciences and Center for International Security and Cooperaion Stanford University)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

### [1I10] Molecular Science for the role of microorgansims governing migration of radionuclides

(1)Interaction between microorganisms and environmental nanoparticles in subsurface

*Satoshi Utsunomiya[1], Shota Masaki[1], Yuriko Nakano[1], Kenta Ichiyoshi[1], Toshihiko Ohnuki[2], Michael F Hochella[3] (1.Department of Chemistry, Kyushu University, 2.Institute of Innovative Research(IIR), Tokyo Institute of Technology, 3.Department of Geosciences, Virginia Tech)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

### [1I11] Molecular Science for the role of microorgansims goveming migration of radionuclides

(2)Effects of Organic Molecules on the Aggregation of $CeO_2$ Nanoparticles

*Yuriko Nakano[1], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Kyushu University Department of Chemistry)

5:50 PM - 6:05 PM JST | 8:50 AM - 9:05 AM UTC

### [1I12] Molecular Science for the role of microorganisms governing migration of radionuclides

(3)Interaction of Extracellular polymeric substances from *Saccharomyces cerevisiae* and Rare Earth Elements

*Kenta Ichiyoshi[1], Asumi Ochiai[1], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Department of Chemistry, Kyushu University)

6:05 PM - 6:15 PM JST | 9:05 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

# 福島表層環境に存在する高濃度セシウム含有微粒子の原子スケール特性とその環境動態

Migration in environment and atomic scale properties of the particle containing high concentration of radioactive cesium present in Fukushima

*古木　元気[1], 井元　純平[1], 落合　朝須美[1], 山﨑　信哉[2], 難波　謙二[3],
大貫　敏彦[4], Bernd Grambow[5], Rodney C. Ewing[6], 宇都宮　聡[1]
[1]九大院理, [2]筑波大, [3]福島大, [4]東工大, [5]ナント大, [6]スタンフォード大

熊川河口堆積物、河川流域表層土壌から福島第一原発由来の高濃度放射性セシウム含有微粒子(CsMP)を単離し、原子スケールで解析したところ、内部組織は他の CsMP と同様に Fe-Zn 酸化物ナノ粒子の凝集体が $SiO_2$ のマトリックスに覆われていた。河川流域と河口堆積物で同様の粒子が検出されたことから、CsMP の表層における動態が明らかになり、その後の海洋への流出が示唆された。

**キーワード**：高濃度放射性セシウム含有微粒子

## 1. 緒言

福島原発由来の放射性 Cs は土壌中の粘土鉱物に吸着し、環境中を移行していると考えられてきた。その中で高濃度放射性セシウム含有微粒子(CsMP)は環境中における放射性セシウムの移行に関して、これまでとは異なる重要な要素であると考えられる。しかし CsMPs の詳細な内部構造や移行形態は明らかになっていないため、本研究では熊川河口堆積物、河川流域表層土壌から CsMPs を検出し、電子顕微鏡技術を用いたナノスケール分析により、CsMPs の内部構造、構成元素、元素分布を明らかにすることで、環境中における放射性セシウムの化学形態と移行挙動を解明することを目的とした。

## 2. 実験

本研究では、福島県で採取した土壌と河川堆積物から CsMPs を単離した。各々の試料のオートラジオグラフィー測定を行い、放射能の強いスポットをカーボンテープで分取した。そのカーボンテープを細分化して走査型電子顕微鏡とエネルギー分散型 X 線分光装置により粒子を検出した。ゲルマニウム半導体検出器を用いて放射能を測定した後、集束イオンビームにより粒子を 200 nm 以下まで薄片化した。その超薄切片を透過型電子顕微鏡(TEM)を用いて詳細に分析した。

## 3. 結果および考察

γ線測定の結果から、CsMPs の単位質量当たりの放射能が福島の環境土壌に比べて $10^{7\sim8}$ 倍であることが分かった。TEM-EDX の分析結果から CsMPs の主な構成元素として O, Si, Fe, Zn, Cs, Sn, Rb, Cl, Mn が検出され、これらの元素は粒子内部に不均質に分布していた。また高分解能 TEM 観察により、CsMPs のマトリックスは非晶質な $SiO_2$ で構成されており、その内部には Fe, Zn からなる結晶性を持つナノ粒子が取り込まれていることが明らかになった。ナノ粒子の EDX 分析により Fe-Zn に相関関係が見られ、フランクリナイト($ZnFe_2O_4$)の存在が示唆された。さらに粒子内部において CsCl および CsOH の内包物が同定された。以上の結果から、環境中の CsMPs 内部における Cs の化学状態が明らかになった。またこれらの粒子は同様の元素由来、形成過程を経ていると考えられ、環境中における CsMPs の土壌から河川への移行プロセスとその後の海洋への流出が示唆された。

---

*Genki Furuki[1], Junpei Imoto[1], Asumi Ochiai[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohonuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney C. Ewing[6] and Satoshi Utsunomiya[1]
[1]Kyushu Univ., [2]Tsukuba Univ., [3]Fukushima Univ., [4]Tokyo Inst.Tech., [5]Nantes Univ., [6]Stanford Univ.

# 放射性核種移行挙動に対する微生物影響因子の分子科学的研究
# （1） 地圏微生物ー環境ナノ粒子間相互作用

Molecular Science for the role of microorgansims goveming migration of radionuclides

(1) Interaction between microorganisms and environmental nanoparticles in subsurface

*宇都宮 聡[1]，正木 翔太[1]，中野 友里子[1]，市吉 健太[1]，大貫 敏彦[2]，Michael F. Hochella, Jr.[3,4]，
[1]九大院理，[2]東工大，[3]バージニア工科大，[4]PNNL，

微生物ーナノ粒子間相互作用の機構解明のために、酵母菌と不溶性セリアナノ粒子を用いた室内実験を行ったところ、ナノ粒子に対する暴露によって放出物、内部タンパク質（Eno2p）の変異を明らかにした。また、微生物放出物はナノ粒子のコロイド安定性を向上させることが分かった。

**キーワード**：地圏微生物，環境ナノ粒子

**1. 緒言**

地下環境中には多種の微生物、ナノコロイドが普遍的に存在し、放射性核種コロイドが微生物と相互作用を理解する必要がある。本研究では(ⅰ)ナノ粒子が微生物に与える影響、(ⅱ)微生物がナノ粒子に与える影響について双方向から研究を行い、元素移行に対するナノ粒子ー微生物間相互作用の影響を評価することを目的とした。

**2. 実験**

(ⅰ)CeNPs を 100 ppm 添加した培地を用いて培養した *S.cerevisiae* を分離回収し、pH=2, 3, 5, 7 に調整した 1 mM NaCl 水溶液中に入れ浸透した。溶出した細胞外放出物(EPS)は誘導結合プラズマ質量分析装置(ICP-MS)、イオンクロマトグラフィー(IC)、 高速液体クロマトグラフィー(HPLC)、全有機炭素計(TOC)を用いて分析した。CeNPs による *S.cerevisiae* に対する毒性（viability）はメチレンブルー染色法によって定量し、CeNPs による *S.cerevisiae* のタンパク質変異については二次元電気泳動を行った後に Peptide Mass Fingerprinting (PMF)分析によって同定した。

(ⅱ)YPD 培地にて培養した *S.cerevisiae* を分離回収し、pH 3 に調整した 1 mM NaCl 水溶液中に添加した。72 時間後 *S. cerevisiae* を除去して EPS 溶液を得た。pH 6 に調整した EPS 溶液中での CeNPs の凝集過程について動的光散乱(DLS)装置及び紫外可視分光光度計を用いて測定し、ζ電位も測定した。比較として 1 mM NaCl (control)、0.16 mM $H_3PO_4$ においても同様の測定を行った。EPS を 1 時間吸着させた CeNPs に対して、全反射測定法によるフーリエ変換赤外分光分析(ATR-FTIR)と X 線光電子分光分析(XPS)を用いることで吸着化学種を特定した。

**3. 結果と考察**

(ⅰ)HPLC の結果から CeNPs に暴露させた *S.cerevisiae* は、CeNPs 非存在下と比較して放出された有機物種の相対的量に変化がみられ認められるとともに、リンの放出量の減少が確認された。これらの相違は CeNPs が酵母の生育段階を変化させたことを示唆している。培養中に CeNPs を暴露させた酵母をに対してタンパク質の PMF 分析を行ったところ、解糖系に関わる酵素である Eno2p の過剰発現が見られ、CeNPs が酵母の代謝活動に影響を与えていることが示唆された。

(ⅱ) *S. cerevisiae* 由来 EPS は分子量が 3000 以下のタンパク質や多糖類、リン酸、有機リン化合物を含有し、CeNPs 表面に対する多糖類とリン酸の優先的な吸着が確認された。Control、 Phosphate、EPS 水溶液中における CeNPs の臨界凝集濃度[mol L-1]は 0.01、0.14、0.25 であり、リン酸と多糖類の吸着は凝集を抑制することが分かった。しかし、各溶液中でのζ電位は+23 mV (Control)、-40 mV (Phosphate)、~0 mV (EPS) であり、凝集の抑制機構は多糖類の有無によって異なることが示唆された。リン酸のみの場合、凝集抑制は CeNPs のζ電位減少に伴う粒子間静電斥力の増大に起因する。一方、EPS の系では多糖類の吸着により形成された立体斥力によって凝集が抑制される。このように EPS によるナノ粒子の凝集抑制効果は共存している陰イオンの影響を受けないことが考えられる。

以上のことから微生物ーナノ粒子間相互作用を解析するために、酵母菌と不溶性セリアナノ粒子の混合実験を行い、放出物、内部タンパク質（Eno2p）の変異を明らかにした。また、微生物放出物はナノ粒子の安定性を向上させることが分かった。

---

*Satoshi Utsunomiya[1], Shota Masaki[1], Yuriko Nakano[1], Kenta Ichiyoshi[1], Toshihiko Ohnuki[2] and Michael F. Hochella, Jr.[3,4]
[1]Kyushu Univ., [2]Tokyo Inst. Tech., [3]Virginia Tech, [4]Pacific Northwest National Lab.

# 放射性核種移行挙動に対する微生物影響因子の分子科学的研究 (2) 有機分子の吸着によるナノ粒子の凝集機構への影響評価

Molecular Science for the role of microorgansims goveming migration of radionuclides

(2) Effects of Organic Molecules on the Aggregation of $CeO_2$ Nanoparticles

*中野 友里子[1]，宇都宮 聡[1]

[1]九州大学大学院理学研究員化学部門

本研究では糖、アミノ酸及びリン酸の吸着によるコロイド凝集挙動への影響を実験的に評価し、糖の吸着はリン酸の吸着を促進し、アミノ酸の吸着はζ電位のみを変化させる効果があった。細胞外放出物の吸着による凝集抑制効果は主にリン酸の静電反発によることが分かった。

**キーワード：**凝集挙動，有機物質，吸着，ζ電位

## 1. 緒言

地下水中において放射性核種などの有害元素はナノ粒子のコロイドに吸着することで移行が促進される。[1]コロイドの移行速度はその粒径に依存し、粒径は凝集によって変化するため地下水の組成に依存する。凝集挙動に関与する因子の一つとして地下水中に多量に存在している微生物が放出する細胞外高分子物質(EPS)の影響は大きいと考えられる。EPS にはさまざまな成分が含まれているが、そのうちリン酸と多糖、タンパク質などが $CeO_2$ ナノ粒子(CeNPs)に吸着し、またこれにより凝集抑制されることが確認されている。[2] しかし吸着した EPS 成分がどのように凝集挙動に関与しているかは未解明である。そこで本研究では EPS の吸着による凝集抑制効果のメカニズムの理解につなげるために糖とリン酸の吸着による凝集挙動への影響を実験的に明らかにすることを目的とした。

## 2. 実験

本研究では、四種類の糖 D-glucose、D-maltose、stachyose、α-cyclodextrin、及び二種類のアミノ酸 L-glutamic acid、L-histidine を用いた吸着、凝集実験を室温、pH 6.0、イオン強度 1-1000 mM NaCl の条件で行った。有機物もリン酸も含ない系(control)、糖のみの系(type S)、アミノ酸のみの系(type A)、リン酸と糖の混合系(type S+P)、リン酸とアミノ酸の混合系(type A+P)、リン酸のみの系(type P)に CeNPs を加えて反応させた。各系に関して UV-Vis を用いた濁度の経時変化及び凝集速度の解析、溶液組成分析に基づくリン酸及び有機物の CeNPs への吸着量の定量、粒子のζ電位測定を行った。

## 3. 結果と考察

濁度の経時変化及び凝集速度測定からリン酸を含む系では凝集が抑制され、リン酸吸着による静電斥力の効果を示唆した。glucose とリン酸の混合系では凝集速度が他の系より小さくなっていた。液相分析から有機物とリン酸の混合系におけるリン酸の吸着量はリン酸のみの系の吸着量の 1-1.5 倍になることが分かった。ζ電位測定からリン酸の吸着量が増加しているにも関わらず type S+P は type P と同じ結果となった。これは糖の吸着により粒子のすべり面の面積が大きくなりすべり面における電荷密度がリン酸のみが吸着した場合の電荷密度と同程度になったためと考えられる。また pH 3-6 で type A+P は type P よりもζ電位の絶対値が小さくなっていた。これはアミノ酸が両性イオンであるため電気二重層の厚みが小さくなったためと考えられる。以上のことから糖の吸着はリン酸の吸着を促進し、アミノ酸の吸着はζ電位のみを変化させる効果があった。ESP の吸着による凝集抑制効果は主にリン酸の静電反発によることが分かった。

### 参考文献

[1] A.P. Novikov *et al*., 2006, *Science* 314 (5799) 638-641

[2] S. Masaki *et al*., submitted

---

*Yuriko Nakano[1] and Satoshi Utsunomiya[1]

[1] Kyushu University Department of Chemistry

# 放射性核種移行挙動に対する微生物影響因子の分子科学的研究
# （3）*Saccharomyces cerevisiae* 由来の細胞外放出物と希土類元素間の相互作用

**Molecular Science for the role of microorganisms governing migration of radionuclides**
**(3)Interaction of Extracellular polymeric substances from *Saccharomyces cerevisiae* and Rare Earth Elements**

*市吉 健太[1]，落合 朝須美[1]，宇都宮 聡[1]
[1]九州大学理学府化学専攻

**抄録:**アクチノイドの代替元素である希土類元素と微生物の細胞外放出物(EPS)による結晶化プロセスを調べ、無機的合成と同様のラブドフェン構造希土類リン酸塩に EPS の取り込みが起きた。

**キーワード:**細胞外放出物(EPS)、バイオミネラリゼーション、セリウムリン酸塩、ホスホジエステル結合

## 1. 緒言

希土類元素(REE)は三価アクチノイドの代替元素として用いられるため、その地下圏での地球化学的挙動の解明は放射性核種移行挙動の予測に重要な知見を与える。地下水帯には微生物が普遍的に存在し、元素移行を支配するプロセスの一つと考えられている。これまでの研究では微生物を Ce 溶液と反応させると細胞内部から放出されるリン酸と微生物表面に吸着した $Ce^{3+}$が結合して $CePO_4$ ナノ結晶を生成することが分かっている[1]。この反応は微生物の表面官能基、代謝、EPS が関与しているが、各プロセスを詳細に解明した研究は少ない。本研究では EPS のみの反応性に注目し、EPS によるナノ結晶化プロセスの解明を目的とした。

## 2. 実験操作

YPD 培地で *S. cerevisiae* X-2180 を 24 時間培養し、培地を除去した後 1mM NaCl 溶液中で 72 時間 EPS を放出させた。EPS 放出開始時の pH を 3 か 5 とし、その後の EPS による pH 変化はそのままとした(pH3, pH5)。初期 pH3 の溶液は Ce イオンを加える前に pH3 に再調整した条件も作成した(pH3→3)。EPS を微生物から分離した後、それに $Ce^{3+}$溶液を加えて 72 時間撹拌させながら反応させ、0.10 $\mu$ m メンブレンフィルターでろ過した。この時[P]/[$Ce^{3+}$] > 1 と[P]/[$Ce^{3+}$] < 1 の 2 通りを用意した。回収した EPS、上澄み液は誘導結合プラズマ発光分光分析(ICP-AES)で測定した。固体は X 線回折(XRD)、透過型電子顕微鏡(TEM)、フーリエ変換赤外分光光度(FTIR)で分析した。また、[$Ce^{3+}$], pH に関して同様の実験を RNA で行った。

## 3. 結果・考察

EPS 中のリン酸基と $Ce^{3+}$によって $CePO_4$ が形成された。溶液中の全リンのうち約 80%がオルトリン酸で残りは有機リンであり、反応後は pH5(P/Ce<1, P/Ce>1)でリン濃度が～0 となったため、有機リンも沈殿形成に関与したことが分かる。ナノ結晶は針状のラブドフェン構造で結晶子サイズが pH3 は 3~12 nm, pH3→3 は 3~25 nm, pH5 は 2~5 nm であった。リン酸塩の結晶子サイズ依存性は無機的なものと同様であった。また、FT-IR によってアミド結合中の N-H 結合(変角振動)、C-N 結合(伸縮振動)に由来する 1541～1576$cm^{-1}$ の範囲のピーク、核酸由来のホスホジエステル骨格に由来する 1200$cm^{-1}$ 周辺のピークが検出され、ラブドフェンが結晶化するときにタンパク質、核酸が取り込まれることが示唆された。pH5, [P]/[$Ce^{3+}$] > 1 条件では希土類炭酸塩のランタナイトが析出したことから、EPS 中の $CO_2$ の存在も示唆された。また RNA と $Ce^{3+}$ による沈殿形成も確認され、ホスホジエステル結合中のリンも反応性を有することが分かった。この時、ナノ結晶は針状ではなく球状であった。本研究の結果として EPS のみでも希土類と反応し、希土類リン酸塩ナノ結晶を形成することが分かった。

## 参考文献

[1] M. Jiang, T. Ohnuki, N. Kozai, K. Tanaka, Y. Suzuki, F. Sakamoto, E. Kamiishi, S. Utsunomiya *Chem. Geol.* 277(2010) , 61-69

*Kenta Ichiyoshi[1], Asumi Ochiai[1] and Satoshi Utsunomiya[1]
[1]Kyushu Univ.

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 11:05 AM JST | Wed. Sep 7, 2016 1:00 AM - 2:05 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [1J01-04] Environmental Behavior 1

Chair: Hideki Kakiuchi (IES)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1J01] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

(18)Migration behavior of radioactive cesium in a river system in eastern Fukushima

*Takahiro Nakanishi[1], Hiroki Hagiwara[1] (1.JAEA)

---

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1J02] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

(19)Transport and accumulation behavior of radioactive cesium in reservoir system

*Hironori Funaki[1], Kazuya Yoshimura[1], Kazuyuki Sakuma[1], Tetsuya Narita[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1J03] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

(20)Spatiotemporal change of Cs in seabed sediment off the Fukushima coast

*Tadahiko Tsuruta[1], Hisaya Harada[1], Toshiharu Misonou[1], Toshiyuki Matsuoka[1] (1.JAEA, Sector of Fukushima Research and Development, Fukushima Environmental Center)

---

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1J04] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

(21)Decrease rate of air dose rates on decontamination area in Fukushima-Hamadori

*Shigeo Nakama[1], Kazuya Yoshimura[1], Kenso Fujiwara[1] (1.JAEA)

---

11:00 AM - 11:05 AM JST | 2:00 AM - 2:05 AM UTC

Time reserved for Chair

# 福島長期環境動態研究
# （18）福島県浜通り地域の河川における放射性セシウムの移行挙動

Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima
(F-TRACE project)
(18) Migration behavior of radioactive cesium in a river system in eastern Fukushima

*中西 貴宏，萩原 大樹
原子力機構

福島県浜通り地域の河川における放射性セシウムの移行挙動を把握するため、水位・濁度連続観測、河川水中放射性セシウムの定期観測、河川敷土壌の深度分布等を調査してきた。本発表では、これまでに得られた結果から、放射性セシウムの起源や移動量について議論する。

**キーワード：**福島原発事故，放射性セシウム，河川

## 1. 緒言

福島原発事故により陸域に沈着した放射性セシウムは、河川に流入後、下流～海洋へと移行していき、一部は生活圏である下流の河川敷に堆積する。生活圏への放射性セシウム堆積挙動の理解は、外部被ばく線量変化の評価に重要である。(9) 河川敷における放射性セシウムの堆積挙動（2015 年秋の大会）では、下流の高水敷に放射性セシウムが蓄積しており、その濃度が集水域の沈着量と相関を示すことを報告した。本発表では、上～下流での水位・濁度連続観測と浮遊懸濁物質（SS）中 $^{137}$Cs 濃度、及び $^{137}$Cs 濃度の土壌深度分布調査から、放射性セシウムの起源や移動量について議論する。

## 2. 実験

福島県浜通り地方に位置する 5 河川（小高川・請戸川・前田川・熊川・富岡川）に河川連続観測装置を設置し、水位・濁度をモニタリングした。請戸川・富岡川は上～下流の複数地点で観測した。現地観測より求めた水位流量曲線から河川流量及び SS 移動量を推定した。観測地点において、自動採水器またはバケツにより採水を行い、SS 中 $^{137}$Cs 濃度等を測定した。また、下流の高水敷において定期的にスクレーパープレート法による深度別（1 cm 間隔、～30 cm 深さ）土壌採取を実施し、$^{137}$Cs 蓄積量を算出した。

## 3. 結果・考察

上流観測地点間の結果比較から、侵食作用により SS 移動量が増加し、SS 中 $^{137}$Cs 濃度も流域沈着量の違いにより変化することが確認された。下流では観測地点間で SS 移動量が徐々に減少する一方、SS 中 $^{137}$Cs 濃度の変化は小さかった。地点間で SS 中粘土鉱物組成に変化がみられないことからも、侵食作用は小さく、運搬・堆積作用が主であることが示された。

下流の河川敷への土砂堆積量について、河川敷土壌の $^{137}$Cs 深度分布から推定される堆積量と、観測地点間の結果比較から推定される堆積量は同程度であった。今後、高水敷の堆積速度及び土壌・SS の $^{137}$Cs 濃度変化を継続的に観測し、外部被ばく線量の将来予測を実施する予定である。

---

*Takahiro Nakanishi, Hiroki Hagiwara
JAEA.

# 福島長期環境動態研究
# （19）福島県浜通り地域の貯水池における放射性セシウムの動態

Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

(19) Transport and accumulation behavior of radioactive cesium in reservoir system

*舟木 泰智[1]，吉村 和也[1]，佐久間 一幸[1]，成田 哲也[1]

[1]原子力機構　福島環境安全センター

貯水池の底質を採取し，その放射性セシウムの蓄積履歴を用いて流域を移動する粒子の放射性セシウム濃度の時間変化を推定した．

**キーワード**：放射性セシウム，貯水池

## １．緒言

貯水池での放射性セシウム（$^{137}$Cs）の移動・堆積挙動を把握するとともに，今後の移動・堆積挙動予測手法を開発することを目的として，浜通り地域に位置する 5 つのダムと大熊町と双葉町の 13 の小規模なため池で $^{137}$Cs の動態調査を進めている．本報では，請戸川水系の中腹に位置する大柿ダムの底質調査，セディメントトラップ調査および水質調査から流域を移動する粒子の $^{137}$Cs 濃度の時間変化について報告する．

## ２．方法

柱状採泥器およびセディメントトラップを用いて貯水池の底質および沈降粒子を採取した．また，採水器等を用いて放流水を採取した．底質・沈降粒子は，Ge 半導体検出器により放射能濃度を測定するとともに粒度試験を行った．放流水は $\phi$0.45 $\mu$m のメンブレンフィルターでろ過後，Ge 半導体検出器により浮遊懸濁物質（SS）の放射能濃度を測定した．

## ３．結果・考察

底質および沈降粒子は，既往の土壌試料などの調査結果 [1] と同様に粒径が小さい画分ほど $^{137}$Cs 濃度が高い傾向を示した．一般に比表面積（粒径）と $^{137}$Cs 濃度の関係はべき乗の関数で表現できるとされ[2]，大柿ダムの底質および沈降粒子から推定された指数値は 0.22 であった．求められた指数値は事故から 5 年程度の期間においてほとんど変化しないため，今後もダム湖へ供給される粒子の比表面積（粒径）と $^{137}$Cs 濃度の関係は，概ね上記の関数で説明できるものと考える．一方，放流水中の SS と粒径や $^{137}$Cs 濃度などが類似していると考えられるダム湖の放流工付近で採取した底質の $^{137}$Cs の蓄積履歴を復元し，粒径ごとの $^{137}$Cs 濃度の時間変化について検討した結果，$^{137}$Cs 濃度は時間に依存して指数関数的に減少することがわかった．加えて，底質の採取後から継続的に捕捉している沈降粒子と放流水中の SS の $^{137}$Cs 濃度の時間変化は，上記の底質の $^{137}$Cs の蓄積履歴から推定した濃度の減少傾向と概ね一致した．以上のことから貯水池の底質は，流域を移動する SS の $^{137}$Cs の濃度変化の履歴を保持しており，定期的に実施されている河川のモニタリング等を補完する上でも有効な情報を提供する．

### 参考文献

[1] Kato et al., 2012, *J. Environ. Radioact.* 111, 59–64.

[2] He and Walling, 1996, *J. Environ. Radioact.* 30, 117–137.

---

*Hironori Funaki[1], Kazuya Yoshimura[1], Kazuyuki Sakuma[1], Tetsuya Narita[1]

[1]JAEA

# 福島長期環境動態研究
# （20）福島県沿岸域における海底土の放射性セシウム濃度変化等について

Long-term assessment of transport of radioactive contaminant
in the environment of Fukushima (F-TRACE project)
(20) Spatiotemporal change of Cs in seabed sediment off the Fukushima coast

*鶴田 忠彦[1]，原田久也[2]，御園生敏治[1]，松岡稔幸[1]
[1]原子力機構，[2]サンコーコンサルタント

福島県の沿岸域（沖合約 20km 程度まで）の海底土の放射性セシウムの分布状況について調査を行った。沿岸域の多くの地点では，2013 年から 2015 年にかけて，放射性セシウムの濃度は明瞭な低下傾向を示すことが確認された。

**キーワード**：福島第一原子力発電所事故，放射性セシウム，福島県沿岸，海底土

## 1. 緒言

福島県沿岸域における水産業の再開等にあたっては，海底土の放射性セシウム（$^{137}$Cs）の分布予測が重要である。特に河川起源の $^{137}$Cs は，今後も沿岸域に継続的に供給されることから，河川起源の $^{137}$Cs の供給量，主要な供給イベント，供給範囲の特徴等の把握が重要である。そこで原子力機構では，2013 年から福島県の沿岸域において海底土の $^{137}$Cs の分布を継続的に調査している。本報告では，特に $^{137}$Cs 濃度等の変化について報告する。

## 2. 調査手法・範囲

福島県浜通り地域の 6 つの河川の沖合約 20km までにかけて，2013 年から 2015 年にかけて海底土の採取と $^{137}$Cs の濃度等の分析を行った。採取地点は音波探査による海底地形や堆砂分布の特徴に基づき選定した。海底土はグラブ式及び柱状式（アシュラ及びバイブレーション式）を用いて採取した。 採取した海底土は Ge 半導体検出器により $^{137}$Cs 濃度や粒径分布等を測定した。特に柱状式で採取した試料は試料を深度 1～2cm ごとに取り分けて $^{137}$Cs 濃度等を測定した。

## 3. 結果・考察

グラブ式により採取した 2013 年と 2014 年の海底土の $^{137}$Cs 濃度を比較したところ，多くの地点で $^{137}$Cs 濃度の明瞭な低下が確認された（濃度低下率の平均は 61%）。また，2013 年と 2015 年の柱状試料を比較したところ，海底面下 5～10cm にかけての $^{137}$Cs 量が 40～80%程度減少していることが確認された。さらに，柱状式により海底面下約 80cm までの $^{137}$Cs 分布が把握できた試料について，海底土の粒度毎の $^{137}$Cs 濃度の鉛直変化では，ほとんどの粒径の $^{137}$Cs は，海底面に近づくほど低下することが判明した。これらの結果は，河川中の浮遊懸濁物質中の $^{137}$Cs 濃度が 2012 年以降低下している結果[1]と矛盾しない。したがって沿岸域において，$^{137}$Cs 濃度の高い領域が将来的に形成される可能性は極めて低いと考えられる。

## 参考文献

[1] 中西貴宏ほか，2015. 福島長期環境動態研究:(9)河川敷における放射性セシウムの堆積挙動，日本原子力学会 2015 年秋，L36

---

*Tsuruta Tadahiko[1], Hisaya Harada[2], Toshiharu Misono[1] and Toshiyuki Matsuoka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]SUNCOH CONSULTNTS. Co., Ltd.

# 福島長期環境動態研究
# (21)福島県浜通りの除染済みエリアにおける空間線量率の減少速度

Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (T-TRACE project) (21) Decrease rate of air dose rates on decontamination area in Fukushima-Hamadori

*中間　茂雄[1]，吉村　和也[1]，藤原　健壮[1]
[1]原子力機構

福島県浜通りの除染したエリアにおいて、長期的な空間線量率の変化を測定した。約 3 年間の測定結果を解析した結果、地表面の材質、周辺環境の違いにより空間線量率の減少速度に有意な差が確認された。

**キーワード**：福島第一原子力発電所事故，除染，空間線量率，減少速度

## 1. 緒言

福島長期環境動態研究(F-TRACE project)の一環として、除染モデル実証事業により 2011 年度後半に除染が行われた帰還困難区域および居住制限区域において、住民の被ばく線量評価・予測に重要な、除染後の空間線量率の減少速度の把握を目的として、空間線量率測定を実施し、長期的な変化を調査した。

## 2. 調査・解析

福島県浜通りの除染済みエリア 6 地区内の計 198 点において、月 1 回空間線量率を測定した。2012 年度後半から 3 年間測定した空間線量率の減少速度 $\lambda$ を、最小二乗法により指数関数近似し算出した。

## 3. 結果・考察

解析評価した$\lambda$の分布を箱ひげ図により示す(図 1)。ほとんどの測定点で物理減衰($\lambda$=5.1×10$^{-4}$)よりも速い減少となった。土とアスファルトとの比較(図 1(a))では、$\lambda$はアスファルトで有意に高い($P$ < 0.05)。土では、放射性物質の深度方向への移行により空間線量率の減少が物理減衰より速かったと考えられる。一方、アスファルトにおける放射性物質の深度方向への移行は構造上浸透しにくく小さい。よって、アスファルトにおける速い減少速度は、放射性物質の水平方向への流出に由来していることを示唆する。

図 1(b)および図 1(c)はそれぞれ地表面が土およびアスファルトについて、測定点の場所を森林内、森林近傍、開けた場所に分類した結果である。土での $\lambda$ は、森林内＜森林近傍＜開けた場所の関係($P$ < 0.05)となり、アスファルトでは、森林近傍＞開けた場所の関係($P$< 0.05)となった。地表面の材質の違い、森林の有無が影響した減少速度分布となっており、これらの考察について本発表にて報告する。

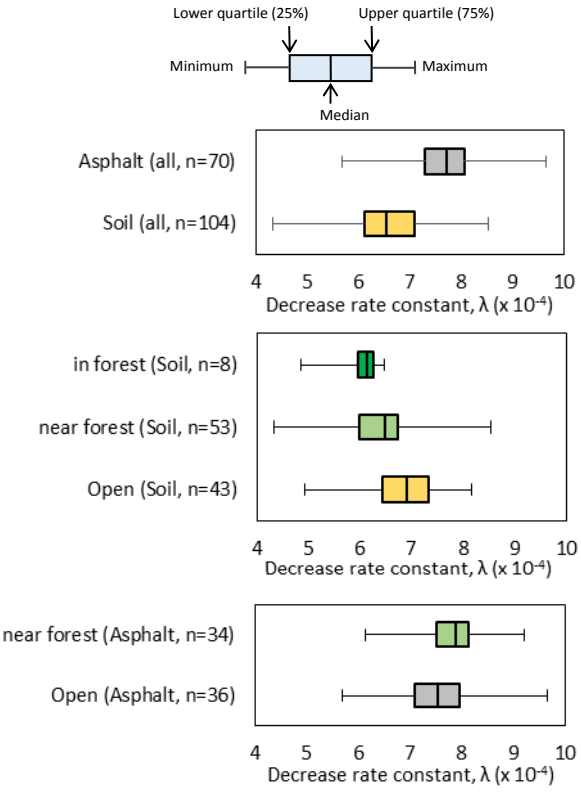



図 1　空間線量率の減少速度を表す定数 $\lambda$ の分布
(a) 全測定結果（分類: アスファルト／土)
(b) 地表面: 土（分類: 森林内／森林近傍／開けた場所)
(c) 地表面: アスファルト（分類: 森林近傍／開けた場所)

*Shigeo Nakama[1], Kazuya Yoshimura[1] and Kenso Fujiwara[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 7, 2016 11:05 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 7, 2016 2:05 AM - 2:55 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [1J05-07] Environmental Behavior 2

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1J05] Assessment of radioactive nuclide transport in the harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(1)Insight of nuclide transport obtained by analyzing monitoring data

*Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1], Masahisa Watanabe[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1J06] Assessment of radioactive nuclide transport in the harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(2)Flow simulation for 3D hydrodynamic model

*Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1], Masahisa Watanabe[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1J07] Analysis of cesium-bearing micro particles in the sediment samples obtained by a ROV in Fukushima coastal waters

*Seiki Ohnishi[1], Toshikazu Koike[2], So Kamada[1], Blair Thornton[3] (1.National Maritime Research Institute, 2.Mitsui Engineering and Shipbuilding, 3.Tokyo University)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 福島第一原子力発電所港湾における放射性核種の動態評価：（１）モニタリングデータ分析による放射性核種の動態評価

Assessment of radioactive nuclide transport in the harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants: (1) Insight of nuclide transport obtained by analyzing monitoring data

*町田 昌彦[1]，山田 進[1]，渡辺 将久[1]
[1]原子力機構

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故以来、汚染水の海洋漏洩が危惧されており、港湾内各地点にて各核種のモニタリングが定期的に実施されている。こうした状況下、原子力機構では組織を超え、様々な研究者によって「１F 廃炉対策タスクフォース（旧称：汚染水タスクフォース)」が組織され、多種多様な視点から１Ｆが有するリスクの評価を行ってきた。本講演と次講演では、本タスクフォース活動の一環として実施している、１Ｆ港湾内での核種の移流・拡散等の動態について、得られた知見を報告する。

**キーワード：**福島第一原子力発電所港湾、放射性核種モニタリング、汚染水、統計解析

## １．はじめに

福島第一原子力発電所（１Ｆ）の事故以来、原子力建屋の地下に流れ込んだ地下水が放射性物質により汚染された後、その一部は地下水となり港湾内へと流入し、海洋への大量流出が危惧されたていたが、現在では、国・東電による種々の対策工事により、港湾内に流入する地下水の量は減少し、放射性物質の濃度も港湾内各点にて減少傾向にある。その一方、建屋付近も含めて敷地内に降った雨水は、排水路を通して港湾内に流入しているが、降雨時に排水路を通過する放射性物質の濃度が高くなり、排水量もまた、平常時と比べて増加することが、排水路のモニタリング結果から示されており、降雨時に、放射性物質の動きが活発になることが分かっており、森林・河川等の自然環境中での放射性物質動態の傾向と共通である。

以上、１Ｆでは未だに微量ながらも放射性核種の動きが観測され、最終的には海洋への流出リスクを有していると考えられ、このような１F の現状と潜在的リスクを科学的見地から系統的に評価するため、原子力機構では、「１F 廃炉対策タスクフォース（旧称：汚染水タスクフォース」を組織し活動してきた[1,2]。

本研究では、東電が海側遮水壁閉合という対策を、昨年秋に実施した前後での港湾内での海水の放射性核種濃度の推移を分析すると同時に、排水路のモニタリング結果の分析も併せて実施することで、１F での放射性核種の動態についての現状評価と今後の推移についても予測を試みる。

## 2. １F 港湾内の海水濃度のモニタリング結果と排水路モニタリング結果の分析

本研究では、海側遮水壁の完全閉合前後の状況を主に、他の対策施工の効果とも併せて（排水路敷設等）、１Ｆ港湾内海水濃度の推移と排水路モニタリングのデータを、統計解析手法等を用いて分析し、放射性核種の１Ｆ及び港湾での動態について、得られた知見を報告する。詳細な分析結果については当日報告する。

### 参考文献

[1] 町田昌彦、山田進、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内海水環境評価：（１）モニタリングデータの分析と核種濃度の推移」, 原子力学会 2016 年春の大会

[2]山田進、町田昌彦、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内海水環境評価：（２）3 次元シミュレーションによる港湾内流動解析」、原子力学会 2016 年春の大会

---

*Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1] and Masahisa Watanabe[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# 福島第一原子力発電所港湾における放射性核種の動態評価 （２）3 次元流体モデルによる海水流動場シミュレーション

Assessment of radioactive nuclide transport in the harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants: (2) Flow simulation for 3D hydrodynamic model

*山田 進[1]，町田 昌彦[1]，渡辺 将久[1]

[1]原子力機構

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故以来、汚染水の海洋漏洩が危惧されており、港湾内各地点にて各核種のモニタリングが定期的に実施されている。このような状況の下、原子力機構では機構内の様々な研究者が集まり、「１F 廃炉対策タスクフォース（旧称：汚染水タスクフォース）」が組織され、多種多様様な視点から汚染水の有するリスク評価を行ってきた。本講演では、本タスクフォース活動の一環として実施している 3 次元流体モデルによる港湾内の海水流動及び核種の拡散過程のシミュレーション結果を報告する。

**キーワード：**福島第一原子力発電所港湾、3 次元動態解析シミュレーション，汚染水

## １．はじめに

福島第一原子力発電所（１F ）の事故以来、原子力建屋の地下に流れ込んだ地下水が放射性物質により汚染された後、その一部は地下水として港湾内へと流れ込んでいると考えられていたが、現在では、国・東電による種々の対策工事により、港湾内に流入する地下水の量は減少し、港湾内の観測地点における放射性物質の濃度も減少傾向にある。その一方、敷地内に降った雨水は、排水路を通して港湾内に流入するが、排水路を通過する放射性物質の濃度は降雨時に高くなること等がモニタリングによって示されており、未だ、放射性物質の動きが観測されている。原子力機構では、こうした１F の現状や将来へのリスクを科学的見地から系統的に評価するため、「１F 廃炉対策タスクフォース」を組織し、その評価を行っている[1,2]。

本研究では、国・東電が対策を施した港湾内での海水の流れに対して、3 次元数値シミュレーションを実施し、その結果を報告すると共に１F の潜在的リスクの評価を試みる。

## 2. １F 港湾内の海水および放射性物質の移動に対する３次元シミュレーション

本研究では、海側遮水壁の完成後の状況（海底土被覆、シルトフェンス、排水路敷設等）を計算条件に反映させた 3 次元モデルに対して、シミュレーションを実施し、海水の振る舞い、および、排水路から流入した放射性物質の濃度分布とその時間変化を計算すると同時に、港湾外への影響を評価する。

詳細なシミュレーション結果については当日報告する。

### 参考文献

[1] 町田昌彦、山田進、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内海水環境評価：（１）モニタリングデータの分析と核種濃度の推移」, 原子力学会 2016 年春の大会

[2] 山田進、町田昌彦、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内海水環境評価：（２）3 次元シミュレーションによる港湾内流動解析」、原子力学会 2016 年春の大会

---

*Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1] and Masahisa Watanabe[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# 福島県沿岸海域における ROV 採泥試料に含まれるセシウム含有粒子の分析

Analysis of cesium-bearing particles included in the sediments sampled by a ROV in Fukushima coastal waters

*大西 世紀[1]，小池 敏和[2]、鎌田創[1]、ソーントン・ブレア[3]
[1]海技研，[2]三井造船，[3]東京大学

福島沿岸海域において ROV を用いた海底土の採泥を行った。サンプル内の放射性セシウム含有粒子を分離し電子顕微鏡で分析した結果、放射性セシウム含有粒子は Si 酸化物主体であり、中には Al や Ca などを含有するものも存在することが分かった。

**キーワード**：放射性セシウム，セシウム含有粒子，海底土，ROV， 採泥サンプル，福島県沿岸海域

## 1. 緒言

福島県沿岸海域に残存している海底土内の放射性セシウム濃度は漸減傾向にある[1]にあるが、局所的には濃度が高い海域も残っている。このような海域の海底土分析は環境影響評価や放射性物質挙動の把握のために役立つだけではなく、事故時の原子炉に関する情報を得られる可能性があり重要であると考えられる。このため ROV(Remotely operated vehicle)を用いた海底土の取得及び分析を行った。

## 2. 採泥サンプルの取得及び分析方法

海底土放射能測定ロボットを福島県沿岸域に投入し、装備された吸引式採泥装置を用いて採泥を行った。得られた海底土を分割して放射性セシウム濃度を測定した結果、分取サンプル間で 50%以上のばらつきがあったため、高濃度セシウム含有粒子が存在すると推定し、分取と測定を繰り返すことで粒子を分離した。得られたセシウム含有粒子を走査型電子顕微鏡を用いて撮像及び元素分布測定を行った。

## 3. 電子顕微鏡に因るセシウム含有粒子の分析結果

電子顕微鏡による撮像結果が図 1 であり、表面元素マッピングが図 2 である。

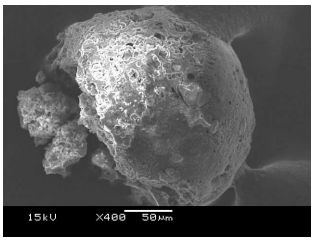



図 1 セシウム含有粒子像

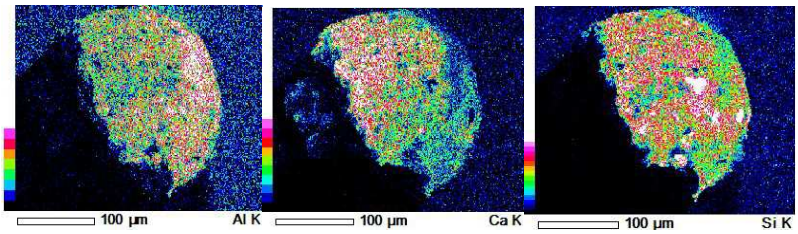



図 2 表面元素マッピング(左から Al, Ca, Si)

粒子は主にケイ素酸化物で構成されているが、表面には Al や Ca が偏在していることがわかった。また蛍光 X 線分析では粒子表面でのセシウムは検出限界以下であり既に脱落している可能性が高く、このような粒子の存在は海底土からの放射性セシウムの溶出が小さいことの一因となっていることが考えられる。

## 4. 謝辞

当研究は JST 先端計測分析技術・機器開発プログラム「海底土放射能分布測定ロボットの開発」の一部として実施されました。関係者の皆様に感謝致します。

## 参考文献

[1] 原子力規制庁 平成 26 年度海域における放射性物質の分布状況の把握等に関する調査研究事業 成果報告書

*Seiki Ohnishi[1], Toshikazu Koike[2] Kamada So[1] and Thornton Blair[3]
[1]National Maritime Research Institute, [2]Mitsui Engineering and Shipbuilding, [3]University of Tokyo

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 1

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [PL1J] Important role of AESJ standards for RIDM (risk informed decision making) for continuous safety improvement

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

### [PL1J01] Concept for safety improvement

*Koji Okamoto[1] (1.Univ. of Tokyo)

### [PL1J02] Process of risk governance

*Akira Yamaguchi[1] (1.Univ. of Tokyo)

### [PL1J03] Plan for revising the implementation standard on use of risk information

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1.KEPCO)

### [PL1J04] Quality of PRA for RIDM

*Seiichi Koshizuka[1] (1.Univ. of Tokyo)

標準委員会セッション１（リスク専門部会・システム安全専門部会）

# リスクをどのように活用し安全性向上につなげるか ～学会標準の果たす役割～

Proposed Approaches to Utilize Risk Information for Further Safety Improvements
- Roles of AESJ Standards in Promoting Risk-Informed Approaches -

*岡本　孝司[1], *山口　彰[1], *成宮　祥介[2], *越塚　誠一[1]
[1]東京大学, [2]関西電力株式会社

## １．はじめに

リスク情報を、原子力発電所の安全設計や運用管理などに用いて、合理的な意思決定を行うことは、事業者はもちろん規制、製造者など広く対象となる事柄である。東日本大震災の前には、原子力安全委員会、原子力安全・保安院からリスク情報活用にかかる基本的な考え方が示されたり、安全目標、性能目標が議論され制定されたり、事業者も交えたリスクを活用する策についての議論が行われたり、原子力学会でもリスク情報活用実施基準が制定され、リスク活用の推進のために各組織が行うべきことを明記した技術レポートが発行されたり、多様な取り組みがなされていた。

しかし、震災でリスク活用の取り組みは、一旦、停止しているが、将来にわたり原子力発電所の安全確保を維持していき、種々の脅威や問題に対して安全の維持を続けていくためには、リスク評価とそこからの情報の扱いを前向きに捉えて取り組む必要がある。

原子力学会標準委員会では、今まで確率論的リスク評価（PRA）の標準を各種制定し、安全性向上の考え方の技術レポートの発行、そしてリスクの理解を狙った講習会やテキストの発行などを通じて、リスク評価と活用のための技術基盤整備を行ってきた。これは、規制委員会がリスクを基にした新規制基準により安全審査を行っていること、事業者が新規制基準に基づき、安全対策を行い評価していること、に貢献している。

ただ、将来にわたり安全確保への取り組みを継続していくためには、リスクをどのようにみるか、どう判断してどのように活用するか、などをガイダンスするものが必要である。これに対して、これまでに標準委員会は、リスク活用に係る実施基準や技術レポートなどを発行してきたが、今後様々な実務に適用するためにはより具体的な標準の策定を進めることとしている。その検討開始にあたり、リスク情報活用の目的、意義、仕組み、手法、事例などについて、あらためて整理を行う。

本セッションでは、次の４つの視点からの議論を行う。

- 安全性向上の継続
- リスクガバナンスプロセス
- リスク活用の標準
- リスク活用に必要な PRA 品質

## ２．安全性向上の継続

リスク情報を活用し安全性向上をはかっていく上での根本的、かつ代表的な思想として、「Defence-in-Depth」（深

*Koji Okamoto[1] , *Akira Yamaguchi[1] , *Yoshiyuki Narumiya[2] and *Seiichi Koshizuka[1]
[1]The University of Tokyo, [2]The Kansai Electric Power Co., Inc.

層防護)、「Graded Approach」（重要度による意思決定)、「Continuous Improvement」（継続的改善）がある。これらの異なった複数の次元の考え方を、リスク低減のための具体的な活動に反映していく事が重要である。この内でも特に継続的改善は、設計や製作、さらには運転保守、廃止のライフサイクル全てにわたり、基本となる考え方の代表的なものである。原子力発電所は、特に事故時の影響が甚大となる可能性がある。この事からも、それまでの努力で達成されていることに甘んじることなく、安全性向上の継続的改善を進めることが必須であり、また、発電所を構成するすべての組織、人材が自ら継続的改善を行う事が必要となる。

安全性向上の継続的改善の具体的なプロセスは、下記のようにまとめられる。

1) 発電所の総合的リスクに関連する情報を収集する。
2) 情報に対して、リスクを物差しとして分析を行う。
3) 分析結果をもとに総合的リスク低減を評価し重要度分類を行う。
4) 是正措置の実施と監視を行う。

継続的改善を行うための具体的方法（ツール）には様々なものがある。これらの多様な視点をもつ複数のツールを用いることによって、原子力発電所の安全が担保されることにつながる。それぞれのツールを組み合わせて、上記の 1)～4)のプロセスを繰り返し、継続的改善を進めて行く事が必須である。ツールはそれぞれ目的が異なるが、利用する情報や評価は共通に利用する事もできる。

総合的リスク低減のための 4 つの重要なツールを、以下に示す。

① 発電所の実力評価のためのツール
② 発電所の管理状況評価のためのツール
③ 発電所の将来のリスクの芽を摘むためのツール
④ 発電所のリスクを考え続けるためのツール

３．リスクガバナンスプロセス

リスク情報の活用は、適切なリスクガバナンスを構築して実行することにより、その有効性が増すものである。適切なリスクガバナンスは、リーダーシップに牽引され、体系化されたリスクマネジメントを継続的に実施していくことで達成することができる。

このように体系化されたリスクガバナンスプロセスでは、一般的には、ステークホルダー含めた多方向のコミュニケーションを取りながら、以下に示すリスク評価のステップにつき、PDCA（Plan-Do-Check-Act）サイクルを回していくこととなる。

1) プレ・アセスメント
2) リスク評価
3) リスクの特徴づけ／判断
4) リスクマネジメント／意志決定

ここで、4)リスクマネジメント／意志決定のステップにおいては、何らかのリスク管理目標を設定して、少なくとも自主的かつ継続的な安全性向上に繋がる取り組みを行っていく必要がある。さらには、単純に規制基準を超える取り組みを目指すだけではなく、安全目標に対して自らの取組を評価するとともに、その妥当性についてリスク情報を活用し規制当局とも意見交換を行いながら更なる安全性向上を目指すというリスクガバナンスの枠組みを確立することも重要である。

４．リスク活用の標準

リスク情報活用の目的は、原子力発電所における安全確保活動の合理性・説明性を向上させるとともに、効率的な原子力発電所運営を実現させることにあり、これにより、原子力発電所運営における安全性の向上及び経済性の

向上に寄与することが期待されるものである。

“原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010” [1] （以降、「リスク情報活用 2010 実施基準」）は、リスク情報を PRA によって得られる情報と捉えて、2006 年 4 月に原子力安全・保安院で制定された“原子力発電所の安全規制への「リスク情報活用の基本ガイドライン（試行版）” [2] の基本原則、及び、“原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）” [3] の基本的な要求事項を踏まえて、原子力発電所の安全確保活動のうち電気事業者が実施する運転・保守管理の変更においてリスク情報を活用して意思決定する場合に用いる、各活用分野に共通した要件と要件を満たす具体的方法を規定したものであった。この実施基準は、PRA 手法標準に従った品質を有する PRA により得られたリスク情報を、原子力発電所の安全確保活動に活用する際に用いることに対して有用なものであったものの、制定から 5 年以上が経過した現在に至るまで、本実施基準を直接的に適用する活用を行う機会はないという状況にある。一方で、2013 年 12 月に原子力規制委員会により、新たに安全性向上評価制度が導入され、その制度において、事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められている。加えて、事業者においては、リスク情報を活用して自主的に安全性向上を進めていくことを指向している現状にある。

この状況を踏まえ、震災以降、リスク情報活用の実務への適用を具体化しているニーズが高まっていることからも、事業者の自主的な安全性向上を含めた安全設計や安全管理などへリスク活用を行う上での、具体的な基準及び実施方法を規定する標準を、「リスク情報活用 2010 実施基準」を踏まえた上で検討していくことが求められている。この検討においては、リスク専門部会とシステム安全専門部会で、分担・協働して標準を検討することとしている。

５．リスク活用に必要な PRA 品質

PRA の有効性が認識され、その活用を進めていくには、PRA に関する品質確保がより重要な課題となってくる。「リスク情報活用 2010 実施基準」において、リスク情報を活用する上での評価に使用する PRA に関する品質として、以下の要求事項を規定している。

1) 対象機器のモデル化の妥当性
2) PRA モデルおよびパラメータなどの妥当性
3) PRA の評価結果の妥当性

この内の 2)については、評価に使用する PRA 手法標準を適用してその適合性を確認することが基本となる。

また、PRA 手法の品質を確保する上で特に重要な活動として、品質保証活動、専門家判断の活用、及び、ピアレビューがある。これらについては、個々の PRA 手法標準で個別に規定するのではなく、全般的、共通的な要件を“原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013” [4] （以降、「PRA 品質確保 2013 実施基準」）にまとめ、発行している。

４．に示すリスク活用標準の検討とあわせて、リスク情報を活用する上での PRA に関する品質の要件、及び、PRA 手法の品質を確保する上での全般的、共通的な要件の再検討を行っていくこととしている。

参考文献

[1] 原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010、社団法人原子力学会、2010 年 10 月
[2] 原子力発電所の安全規制への「リスク情報」活用の基本ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[3] 原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[4] 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013、一般社団法人原子力学会、2014 年 5 月

標準委員会セッション１（リスク専門部会・システム安全専門部会）

# リスクをどのように活用し安全性向上につなげるか ～学会標準の果たす役割～

Proposed Approaches to Utilize Risk Information for Further Safety Improvements
- Roles of AESJ Standards in Promoting Risk-Informed Approaches -

*岡本　孝司[1], *山口　彰[1], *成宮　祥介[2], *越塚　誠一[1]
[1]東京大学, [2]関西電力株式会社

## １．はじめに

リスク情報を、原子力発電所の安全設計や運用管理などに用いて、合理的な意思決定を行うことは、事業者はもちろん規制、製造者など広く対象となる事柄である。東日本大震災の前には、原子力安全委員会、原子力安全・保安院からリスク情報活用にかかる基本的な考え方が示されたり、安全目標、性能目標が議論され制定されたり、事業者も交えたリスクを活用する策についての議論が行われたり、原子力学会でもリスク情報活用実施基準が制定され、リスク活用の推進のために各組織が行うべきことを明記した技術レポートが発行されたり、多様な取り組みがなされていた。

しかし、震災でリスク活用の取り組みは、一旦、停止しているが、将来にわたり原子力発電所の安全確保を維持していき、種々の脅威や問題に対して安全の維持を続けていくためには、リスク評価とそこからの情報の扱いを前向きに捉えて取り組む必要がある。

原子力学会標準委員会では、今まで確率論的リスク評価（PRA）の標準を各種制定し、安全性向上の考え方の技術レポートの発行、そしてリスクの理解を狙った講習会やテキストの発行などを通じて、リスク評価と活用のための技術基盤整備を行ってきた。これは、規制委員会がリスクを基にした新規制基準により安全審査を行っていること、事業者が新規制基準に基づき、安全対策を行い評価していること、に貢献している。

ただ、将来にわたり安全確保への取り組みを継続していくためには、リスクをどのようにみるか、どう判断してどのように活用するか、などをガイダンスするものが必要である。これに対して、これまでに標準委員会は、リスク活用に係る実施基準や技術レポートなどを発行してきたが、今後様々な実務に適用するためにはより具体的な標準の策定を進めることとしている。その検討開始にあたり、リスク情報活用の目的、意義、仕組み、手法、事例などについて、あらためて整理を行う。

本セッションでは、次の４つの視点からの議論を行う。

- 安全性向上の継続
- リスクガバナンスプロセス
- リスク活用の標準
- リスク活用に必要な PRA 品質

## ２．安全性向上の継続

リスク情報を活用し安全性向上をはかっていく上での根本的、かつ代表的な思想として、「Defence-in-Depth」（深

*Koji Okamoto[1] , *Akira Yamaguchi[1] , *Yoshiyuki Narumiya[2] and *Seiichi Koshizuka[1]
[1]The University of Tokyo, [2]The Kansai Electric Power Co., Inc.

層防護)、「Graded Approach」（重要度による意思決定)、「Continuous Improvement」（継続的改善）がある。これらの異なった複数の次元の考え方を、リスク低減のための具体的な活動に反映していく事が重要である。この内でも特に継続的改善は、設計や製作、さらには運転保守、廃止のライフサイクル全てにわたり、基本となる考え方の代表的なものである。原子力発電所は、特に事故時の影響が甚大となる可能性がある。この事からも、それまでの努力で達成されていることに甘んじることなく、安全性向上の継続的改善を進めることが必須であり、また、発電所を構成するすべての組織、人材が自ら継続的改善を行う事が必要となる。

安全性向上の継続的改善の具体的なプロセスは、下記のようにまとめられる。

1) 発電所の総合的リスクに関連する情報を収集する。
2) 情報に対して、リスクを物差しとして分析を行う。
3) 分析結果をもとに総合的リスク低減を評価し重要度分類を行う。
4) 是正措置の実施と監視を行う。

継続的改善を行うための具体的方法（ツール）には様々なものがある。これらの多様な視点をもつ複数のツールを用いることによって、原子力発電所の安全が担保されることにつながる。それぞれのツールを組み合わせて、上記の 1)～4)のプロセスを繰り返し、継続的改善を進めて行く事が必須である。ツールはそれぞれ目的が異なるが、利用する情報や評価は共通に利用する事もできる。

総合的リスク低減のための 4 つの重要なツールを、以下に示す。

① 発電所の実力評価のためのツール
② 発電所の管理状況評価のためのツール
③ 発電所の将来のリスクの芽を摘むためのツール
④ 発電所のリスクを考え続けるためのツール

３．リスクガバナンスプロセス

リスク情報の活用は、適切なリスクガバナンスを構築して実行することにより、その有効性が増すものである。適切なリスクガバナンスは、リーダーシップに牽引され、体系化されたリスクマネジメントを継続的に実施していくことで達成することができる。

このように体系化されたリスクガバナンスプロセスでは、一般的には、ステークホルダー含めた多方向のコミュニケーションを取りながら、以下に示すリスク評価のステップにつき、PDCA（Plan-Do-Check-Act）サイクルを回していくこととなる。

1) プレ・アセスメント
2) リスク評価
3) リスクの特徴づけ／判断
4) リスクマネジメント／意志決定

ここで、4)リスクマネジメント／意志決定のステップにおいては、何らかのリスク管理目標を設定して、少なくとも自主的かつ継続的な安全性向上に繋がる取り組みを行っていく必要がある。さらには、単純に規制基準を超える取り組みを目指すだけではなく、安全目標に対して自らの取組を評価するとともに、その妥当性についてリスク情報を活用し規制当局とも意見交換を行いながら更なる安全性向上を目指すというリスクガバナンスの枠組みを確立することも重要である。

４．リスク活用の標準

リスク情報活用の目的は、原子力発電所における安全確保活動の合理性・説明性を向上させるとともに、効率的な原子力発電所運営を実現させることにあり、これにより、原子力発電所運営における安全性の向上及び経済性の

向上に寄与することが期待されるものである。

“原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010” [1] （以降、「リスク情報活用 2010 実施基準」）は、リスク情報を PRA によって得られる情報と捉えて、2006 年 4 月に原子力安全・保安院で制定された“原子力発電所の安全規制への「リスク情報活用の基本ガイドライン（試行版）” [2] の基本原則、及び、“原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）” [3] の基本的な要求事項を踏まえて、原子力発電所の安全確保活動のうち電気事業者が実施する運転・保守管理の変更においてリスク情報を活用して意思決定する場合に用いる、各活用分野に共通した要件と要件を満たす具体的方法を規定したものであった。この実施基準は、PRA 手法標準に従った品質を有する PRA により得られたリスク情報を、原子力発電所の安全確保活動に活用する際に用いることに対して有用なものであったものの、制定から 5 年以上が経過した現在に至るまで、本実施基準を直接的に適用する活用を行う機会はないという状況にある。一方で、2013 年 12 月に原子力規制委員会により、新たに安全性向上評価制度が導入され、その制度において、事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められている。加えて、事業者においては、リスク情報を活用して自主的に安全性向上を進めていくことを指向している現状にある。

この状況を踏まえ、震災以降、リスク情報活用の実務への適用を具体化しているニーズが高まっていることからも、事業者の自主的な安全性向上を含めた安全設計や安全管理などへリスク活用を行う上での、具体的な基準及び実施方法を規定する標準を、「リスク情報活用 2010 実施基準」を踏まえた上で検討していくことが求められている。この検討においては、リスク専門部会とシステム安全専門部会で、分担・協働して標準を検討することとしている。

５．リスク活用に必要な PRA 品質

PRA の有効性が認識され、その活用を進めていくには、PRA に関する品質確保がより重要な課題となってくる。「リスク情報活用 2010 実施基準」において、リスク情報を活用する上での評価に使用する PRA に関する品質として、以下の要求事項を規定している。

1) 対象機器のモデル化の妥当性
2) PRA モデルおよびパラメータなどの妥当性
3) PRA の評価結果の妥当性

この内の 2)については、評価に使用する PRA 手法標準を適用してその適合性を確認することが基本となる。

また、PRA 手法の品質を確保する上で特に重要な活動として、品質保証活動、専門家判断の活用、及び、ピアレビューがある。これらについては、個々の PRA 手法標準で個別に規定するのではなく、全般的、共通的な要件を“原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013” [4] （以降、「PRA 品質確保 2013 実施基準」）にまとめ、発行している。

４．に示すリスク活用標準の検討とあわせて、リスク情報を活用する上での PRA に関する品質の要件、及び、PRA 手法の品質を確保する上での全般的、共通的な要件の再検討を行っていくこととしている。

参考文献

[1] 原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010、社団法人原子力学会、2010 年 10 月
[2] 原子力発電所の安全規制への「リスク情報」活用の基本ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[3] 原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[4] 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013、一般社団法人原子力学会、2014 年 5 月

標準委員会セッション１（リスク専門部会・システム安全専門部会）

# リスクをどのように活用し安全性向上につなげるか ～学会標準の果たす役割～

Proposed Approaches to Utilize Risk Information for Further Safety Improvements
- Roles of AESJ Standards in Promoting Risk-Informed Approaches -

*岡本　孝司[1], *山口　彰[1], *成宮　祥介[2], *越塚　誠一[1]
[1]東京大学, [2]関西電力株式会社

## １．はじめに

リスク情報を、原子力発電所の安全設計や運用管理などに用いて、合理的な意思決定を行うことは、事業者はもちろん規制、製造者など広く対象となる事柄である。東日本大震災の前には、原子力安全委員会、原子力安全・保安院からリスク情報活用にかかる基本的な考え方が示されたり、安全目標、性能目標が議論され制定されたり、事業者も交えたリスクを活用する策についての議論が行われたり、原子力学会でもリスク情報活用実施基準が制定され、リスク活用の推進のために各組織が行うべきことを明記した技術レポートが発行されたり、多様な取り組みがなされていた。

しかし、震災でリスク活用の取り組みは、一旦、停止しているが、将来にわたり原子力発電所の安全確保を維持していき、種々の脅威や問題に対して安全の維持を続けていくためには、リスク評価とそこからの情報の扱いを前向きに捉えて取り組む必要がある。

原子力学会標準委員会では、今まで確率論的リスク評価（PRA）の標準を各種制定し、安全性向上の考え方の技術レポートの発行、そしてリスクの理解を狙った講習会やテキストの発行などを通じて、リスク評価と活用のための技術基盤整備を行ってきた。これは、規制委員会がリスクを基にした新規制基準により安全審査を行っていること、事業者が新規制基準に基づき、安全対策を行い評価していること、に貢献している。

ただ、将来にわたり安全確保への取り組みを継続していくためには、リスクをどのようにみるか、どう判断してどのように活用するか、などをガイダンスするものが必要である。これに対して、これまでに標準委員会は、リスク活用に係る実施基準や技術レポートなどを発行してきたが、今後様々な実務に適用するためにはより具体的な標準の策定を進めることとしている。その検討開始にあたり、リスク情報活用の目的、意義、仕組み、手法、事例などについて、あらためて整理を行う。

本セッションでは、次の４つの視点からの議論を行う。

- 安全性向上の継続
- リスクガバナンスプロセス
- リスク活用の標準
- リスク活用に必要な PRA 品質

## ２．安全性向上の継続

リスク情報を活用し安全性向上をはかっていく上での根本的、かつ代表的な思想として、「Defence-in-Depth」（深

*Koji Okamoto[1] , *Akira Yamaguchi[1] , *Yoshiyuki Narumiya[2] and *Seiichi Koshizuka[1]
[1]The University of Tokyo, [2]The Kansai Electric Power Co., Inc.

層防護)、「Graded Approach」（重要度による意思決定)、「Continuous Improvement」（継続的改善）がある。これらの異なった複数の次元の考え方を、リスク低減のための具体的な活動に反映していく事が重要である。この内でも特に継続的改善は、設計や製作、さらには運転保守、廃止のライフサイクル全てにわたり、基本となる考え方の代表的なものである。原子力発電所は、特に事故時の影響が甚大となる可能性がある。この事からも、それまでの努力で達成されていることに甘んじることなく、安全性向上の継続的改善を進めることが必須であり、また、発電所を構成するすべての組織、人材が自ら継続的改善を行う事が必要となる。

安全性向上の継続的改善の具体的なプロセスは、下記のようにまとめられる。

1) 発電所の総合的リスクに関連する情報を収集する。
2) 情報に対して、リスクを物差しとして分析を行う。
3) 分析結果をもとに総合的リスク低減を評価し重要度分類を行う。
4) 是正措置の実施と監視を行う。

継続的改善を行うための具体的方法（ツール）には様々なものがある。これらの多様な視点をもつ複数のツールを用いることによって、原子力発電所の安全が担保されることにつながる。それぞれのツールを組み合わせて、上記の 1)～4)のプロセスを繰り返し、継続的改善を進めて行く事が必須である。ツールはそれぞれ目的が異なるが、利用する情報や評価は共通に利用する事もできる。

総合的リスク低減のための 4 つの重要なツールを、以下に示す。

① 発電所の実力評価のためのツール
② 発電所の管理状況評価のためのツール
③ 発電所の将来のリスクの芽を摘むためのツール
④ 発電所のリスクを考え続けるためのツール

３．リスクガバナンスプロセス

リスク情報の活用は、適切なリスクガバナンスを構築して実行することにより、その有効性が増すものである。適切なリスクガバナンスは、リーダーシップに牽引され、体系化されたリスクマネジメントを継続的に実施していくことで達成することができる。

このように体系化されたリスクガバナンスプロセスでは、一般的には、ステークホルダー含めた多方向のコミュニケーションを取りながら、以下に示すリスク評価のステップにつき、PDCA（Plan-Do-Check-Act）サイクルを回していくこととなる。

1) プレ・アセスメント
2) リスク評価
3) リスクの特徴づけ／判断
4) リスクマネジメント／意志決定

ここで、4)リスクマネジメント／意志決定のステップにおいては、何らかのリスク管理目標を設定して、少なくとも自主的かつ継続的な安全性向上に繋がる取り組みを行っていく必要がある。さらには、単純に規制基準を超える取り組みを目指すだけではなく、安全目標に対して自らの取組を評価するとともに、その妥当性についてリスク情報を活用し規制当局とも意見交換を行いながら更なる安全性向上を目指すというリスクガバナンスの枠組みを確立することも重要である。

４．リスク活用の標準

リスク情報活用の目的は、原子力発電所における安全確保活動の合理性・説明性を向上させるとともに、効率的な原子力発電所運営を実現させることにあり、これにより、原子力発電所運営における安全性の向上及び経済性の

向上に寄与することが期待されるものである。

“原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010” [1] （以降、「リスク情報活用 2010 実施基準」）は、リスク情報を PRA によって得られる情報と捉えて、2006 年 4 月に原子力安全・保安院で制定された“原子力発電所の安全規制への「リスク情報活用の基本ガイドライン（試行版）” [2] の基本原則、及び、“原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）” [3] の基本的な要求事項を踏まえて、原子力発電所の安全確保活動のうち電気事業者が実施する運転・保守管理の変更においてリスク情報を活用して意思決定する場合に用いる、各活用分野に共通した要件と要件を満たす具体的方法を規定したものであった。この実施基準は、PRA 手法標準に従った品質を有する PRA により得られたリスク情報を、原子力発電所の安全確保活動に活用する際に用いることに対して有用なものであったものの、制定から 5 年以上が経過した現在に至るまで、本実施基準を直接的に適用する活用を行う機会はないという状況にある。一方で、2013 年 12 月に原子力規制委員会により、新たに安全性向上評価制度が導入され、その制度において、事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められている。加えて、事業者においては、リスク情報を活用して自主的に安全性向上を進めていくことを指向している現状にある。

この状況を踏まえ、震災以降、リスク情報活用の実務への適用を具体化しているニーズが高まっていることからも、事業者の自主的な安全性向上を含めた安全設計や安全管理などへリスク活用を行う上での、具体的な基準及び実施方法を規定する標準を、「リスク情報活用 2010 実施基準」を踏まえた上で検討していくことが求められている。この検討においては、リスク専門部会とシステム安全専門部会で、分担・協働して標準を検討することとしている。

５．リスク活用に必要な PRA 品質

PRA の有効性が認識され、その活用を進めていくには、PRA に関する品質確保がより重要な課題となってくる。「リスク情報活用 2010 実施基準」において、リスク情報を活用する上での評価に使用する PRA に関する品質として、以下の要求事項を規定している。

1) 対象機器のモデル化の妥当性
2) PRA モデルおよびパラメータなどの妥当性
3) PRA の評価結果の妥当性

この内の 2)については、評価に使用する PRA 手法標準を適用してその適合性を確認することが基本となる。

また、PRA 手法の品質を確保する上で特に重要な活動として、品質保証活動、専門家判断の活用、及び、ピアレビューがある。これらについては、個々の PRA 手法標準で個別に規定するのではなく、全般的、共通的な要件を“原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013” [4] （以降、「PRA 品質確保 2013 実施基準」）にまとめ、発行している。

４．に示すリスク活用標準の検討とあわせて、リスク情報を活用する上での PRA に関する品質の要件、及び、PRA 手法の品質を確保する上での全般的、共通的な要件の再検討を行っていくこととしている。

参考文献

[1] 原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010、社団法人原子力学会、2010 年 10 月
[2] 原子力発電所の安全規制への「リスク情報」活用の基本ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[3] 原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[4] 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013、一般社団法人原子力学会、2014 年 5 月

標準委員会セッション１（リスク専門部会・システム安全専門部会）

# リスクをどのように活用し安全性向上につなげるか ～学会標準の果たす役割～

Proposed Approaches to Utilize Risk Information for Further Safety Improvements
- Roles of AESJ Standards in Promoting Risk-Informed Approaches -

*岡本　孝司[1], *山口　彰[1], *成宮　祥介[2], *越塚　誠一[1]
[1]東京大学, [2]関西電力株式会社

## １．はじめに

リスク情報を、原子力発電所の安全設計や運用管理などに用いて、合理的な意思決定を行うことは、事業者はもちろん規制、製造者など広く対象となる事柄である。東日本大震災の前には、原子力安全委員会、原子力安全・保安院からリスク情報活用にかかる基本的な考え方が示されたり、安全目標、性能目標が議論され制定されたり、事業者も交えたリスクを活用する策についての議論が行われたり、原子力学会でもリスク情報活用実施基準が制定され、リスク活用の推進のために各組織が行うべきことを明記した技術レポートが発行されたり、多様な取り組みがなされていた。

しかし、震災でリスク活用の取り組みは、一旦、停止しているが、将来にわたり原子力発電所の安全確保を維持していき、種々の脅威や問題に対して安全の維持を続けていくためには、リスク評価とそこからの情報の扱いを前向きに捉えて取り組む必要がある。

原子力学会標準委員会では、今まで確率論的リスク評価（PRA）の標準を各種制定し、安全性向上の考え方の技術レポートの発行、そしてリスクの理解を狙った講習会やテキストの発行などを通じて、リスク評価と活用のための技術基盤整備を行ってきた。これは、規制委員会がリスクを基にした新規制基準により安全審査を行っていること、事業者が新規制基準に基づき、安全対策を行い評価していること、に貢献している。

ただ、将来にわたり安全確保への取り組みを継続していくためには、リスクをどのようにみるか、どう判断してどのように活用するか、などをガイダンスするものが必要である。これに対して、これまでに標準委員会は、リスク活用に係る実施基準や技術レポートなどを発行してきたが、今後様々な実務に適用するためにはより具体的な標準の策定を進めることとしている。その検討開始にあたり、リスク情報活用の目的、意義、仕組み、手法、事例などについて、あらためて整理を行う。

本セッションでは、次の４つの視点からの議論を行う。

- 安全性向上の継続
- リスクガバナンスプロセス
- リスク活用の標準
- リスク活用に必要な PRA 品質

## ２．安全性向上の継続

リスク情報を活用し安全性向上をはかっていく上での根本的、かつ代表的な思想として、「Defence-in-Depth」（深

*Koji Okamoto[1] , *Akira Yamaguchi[1] , *Yoshiyuki Narumiya[2] and *Seiichi Koshizuka[1]
[1]The University of Tokyo, [2]The Kansai Electric Power Co., Inc.

層防護)、「Graded Approach」（重要度による意思決定)、「Continuous Improvement」（継続的改善）がある。これらの異なった複数の次元の考え方を、リスク低減のための具体的な活動に反映していく事が重要である。この内でも特に継続的改善は、設計や製作、さらには運転保守、廃止のライフサイクル全てにわたり、基本となる考え方の代表的なものである。原子力発電所は、特に事故時の影響が甚大となる可能性がある。この事からも、それまでの努力で達成されていることに甘んじることなく、安全性向上の継続的改善を進めることが必須であり、また、発電所を構成するすべての組織、人材が自ら継続的改善を行う事が必要となる。

安全性向上の継続的改善の具体的なプロセスは、下記のようにまとめられる。

1) 発電所の総合的リスクに関連する情報を収集する。
2) 情報に対して、リスクを物差しとして分析を行う。
3) 分析結果をもとに総合的リスク低減を評価し重要度分類を行う。
4) 是正措置の実施と監視を行う。

継続的改善を行うための具体的方法（ツール）には様々なものがある。これらの多様な視点をもつ複数のツールを用いることによって、原子力発電所の安全が担保されることにつながる。それぞれのツールを組み合わせて、上記の 1)～4)のプロセスを繰り返し、継続的改善を進めて行く事が必須である。ツールはそれぞれ目的が異なるが、利用する情報や評価は共通に利用する事もできる。

総合的リスク低減のための 4 つの重要なツールを、以下に示す。

① 発電所の実力評価のためのツール
② 発電所の管理状況評価のためのツール
③ 発電所の将来のリスクの芽を摘むためのツール
④ 発電所のリスクを考え続けるためのツール

３．リスクガバナンスプロセス

リスク情報の活用は、適切なリスクガバナンスを構築して実行することにより、その有効性が増すものである。適切なリスクガバナンスは、リーダーシップに牽引され、体系化されたリスクマネジメントを継続的に実施していくことで達成することができる。

このように体系化されたリスクガバナンスプロセスでは、一般的には、ステークホルダー含めた多方向のコミュニケーションを取りながら、以下に示すリスク評価のステップにつき、PDCA（Plan-Do-Check-Act）サイクルを回していくこととなる。

1) プレ・アセスメント
2) リスク評価
3) リスクの特徴づけ／判断
4) リスクマネジメント／意志決定

ここで、4)リスクマネジメント／意志決定のステップにおいては、何らかのリスク管理目標を設定して、少なくとも自主的かつ継続的な安全性向上に繋がる取り組みを行っていく必要がある。さらには、単純に規制基準を超える取り組みを目指すだけではなく、安全目標に対して自らの取組を評価するとともに、その妥当性についてリスク情報を活用し規制当局とも意見交換を行いながら更なる安全性向上を目指すというリスクガバナンスの枠組みを確立することも重要である。

４．リスク活用の標準

リスク情報活用の目的は、原子力発電所における安全確保活動の合理性・説明性を向上させるとともに、効率的な原子力発電所運営を実現させることにあり、これにより、原子力発電所運営における安全性の向上及び経済性の

向上に寄与することが期待されるものである。

“原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010” [1] （以降、「リスク情報活用 2010 実施基準」）は、リスク情報を PRA によって得られる情報と捉えて、2006 年 4 月に原子力安全・保安院で制定された“原子力発電所の安全規制への「リスク情報活用の基本ガイドライン（試行版）” [2] の基本原則、及び、“原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）” [3] の基本的な要求事項を踏まえて、原子力発電所の安全確保活動のうち電気事業者が実施する運転・保守管理の変更においてリスク情報を活用して意思決定する場合に用いる、各活用分野に共通した要件と要件を満たす具体的方法を規定したものであった。この実施基準は、PRA 手法標準に従った品質を有する PRA により得られたリスク情報を、原子力発電所の安全確保活動に活用する際に用いることに対して有用なものであったものの、制定から 5 年以上が経過した現在に至るまで、本実施基準を直接的に適用する活用を行う機会はないという状況にある。一方で、2013 年 12 月に原子力規制委員会により、新たに安全性向上評価制度が導入され、その制度において、事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められている。加えて、事業者においては、リスク情報を活用して自主的に安全性向上を進めていくことを指向している現状にある。

この状況を踏まえ、震災以降、リスク情報活用の実務への適用を具体化しているニーズが高まっていることからも、事業者の自主的な安全性向上を含めた安全設計や安全管理などへリスク活用を行う上での、具体的な基準及び実施方法を規定する標準を、「リスク情報活用 2010 実施基準」を踏まえた上で検討していくことが求められている。この検討においては、リスク専門部会とシステム安全専門部会で、分担・協働して標準を検討することとしている。

５．リスク活用に必要な PRA 品質

PRA の有効性が認識され、その活用を進めていくには、PRA に関する品質確保がより重要な課題となってくる。「リスク情報活用 2010 実施基準」において、リスク情報を活用する上での評価に使用する PRA に関する品質として、以下の要求事項を規定している。

1) 対象機器のモデル化の妥当性
2) PRA モデルおよびパラメータなどの妥当性
3) PRA の評価結果の妥当性

この内の 2)については、評価に使用する PRA 手法標準を適用してその適合性を確認することが基本となる。

また、PRA 手法の品質を確保する上で特に重要な活動として、品質保証活動、専門家判断の活用、及び、ピアレビューがある。これらについては、個々の PRA 手法標準で個別に規定するのではなく、全般的、共通的な要件を“原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013” [4] （以降、「PRA 品質確保 2013 実施基準」）にまとめ、発行している。

４．に示すリスク活用標準の検討とあわせて、リスク情報を活用する上での PRA に関する品質の要件、及び、PRA 手法の品質を確保する上での全般的、共通的な要件の再検討を行っていくこととしている。

参考文献

[1] 原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010、社団法人原子力学会、2010 年 10 月
[2] 原子力発電所の安全規制への「リスク情報」活用の基本ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[3] 原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[4] 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013、一般社団法人原子力学会、2014 年 5 月

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 4:05 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [1J08-12] Environmental Radioactivity 1

Chair: Takatoshi Hattori (CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1J08] Accumulation of $^{129}$I in cropland soil caused by deposition of radioactive emissions released from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Hideshi Fujiwara[1] (1.NARO)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1J09] Research on Continuous Sea Area Monitoring for Radioactive Cesium

*So Kamada[1], Blair Thornton[2], Seiki Ohnishi[1], Yoshihiro Hirao[1], Mitsufumi Asami[1], Tamaki Ura[1] (1.National Institute of Maritime, Port, and Aviation Technology, 2.Institute of Industrial Science, the University of Tokyo)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1J10] Elucidation on the desorption of Cs from marine soil

*Yukari Segawa[1], Yuta Kumagai[1], Masayuki Watanabe[1], Shigeyoshi Otosaka[1], Takuya Kobayashi[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1J11] Temporal changes in the vertical distribution of $^{137}$Cs in forest soils after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident: observations and model analysis

*Kotomi Muto[1], Mariko Atarashi-Andoh[1], Jun Koarashi[1], Takeshi Matsunaga[1] (1.JAEA)

---

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1J12] Investigation of source of radioactive particles within 3 km from Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant

*Yukihiko Satou[1], Keisuke Sueki[2], Haruka Minowa[3], Hideki Yoshikawa[1], Shigeo Nakama[1], Kenso Fujiwara[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Univ. of Tsukuba, 3.Jikei Univ.)

---

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

# 福島第一原子力発電所から放出された $^{129}$I の農地土壌への沈着

Accumulation of $^{129}$I in Cropland Soil Caused by Deposition of Radioactive Emissions Released from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*藤原英司
農研機構

東電福島第一原子力発電所由来の放射性ヨウ素の大気降下は降雨時に多かった。$^{129}$I/$^{131}$I 比は大気降下物および畑地土壌から求めた値とも同等であった。畑地土壌の $^{129}$I 濃度および降下物の $^{129}$I/$^{131}$I 比をもとに表土の $^{131}$I 濃度を計算により求めたところ、結果は事故当時の $^{131}$I 濃度実測値とほぼ一致した。

**キーワード：** 放射性ヨウ素，大気降下，土壌汚染，ヨウ素 129，ヨウ素 131

## 1. 緒言

$^{129}$I は事故放出 $^{131}$I の分布状況や被ばく影響を遡及推定するためのトレーサーとして活用され、指標には土壌の残留 $^{129}$I がよく用いられる。しかし過去の核実験や核燃料再処理によっても $^{129}$I の放出があり、その累積的な沈着は土壌中のバックグラウンドとして不均一に寄与している。信頼性の高い $^{131}$I 推定のためには、このバックグラウンド分を $^{129}$I 全量から差し引いて事故由来 $^{129}$I 量を求める必要がある。特に東電福島第一原子力発電所事故への適用を考える場合、茨城県内の再処理施設に由来する $^{129}$I の影響について検討を要する。そこで本研究では、同事故時に収集した大気降下物および畑地表土の試料から $^{129}$I/$^{131}$I 比を求めるとともに、適切にバックグラウンド補正した表土 $^{129}$I 濃度をもとに $^{131}$I 濃度を計算し実測値と比較した。

## 2. 方法

茨城県つくば市の農業環境技術研究所の敷地内に開口部面積 1.5m$^2$ の水盤を設置し、2011 年 3 月 14 日以後 2 日毎に大気降下物試料を回収した。酸性化によるヨウ素の揮散を防ぐため、水盤内の水には有機アルカリ（TMAH）を添加した。一方同研究所の農場（畑）で、2011 年 3 月 19 日から 2012 年 6 月までに土壌を複数回採取した。採取には 100mL 金属円筒を用い、土壌厚み 5cm 区切りで深さ 15cm 範囲の試料を得た。採取から 1〜2 ヶ月以内に、各試料の $^{131}$I 濃度を HPGe 検出器により測定した。その後試料を AMS による $^{129}$I/$^{127}$I 原子数比測定に供し、$^{129}$I の大気降下量および土壌濃度を求めた上で $^{129}$I/$^{131}$I 原子数比を計算した。

## 3. 結果及び考察

$^{129}$I および $^{131}$I の降下量の推移から、これらの沈着は降雨時に多かったことが示された。降下物の $^{129}$I/$^{131}$I 比は 19.1〜25.3 の範囲にあり、中央値は 21.4、$^{131}$I 降下量を加重要因とした加重平均値は 19.4 を示した。つくば市では 3 月 20 日〜24 日に $^{131}$I 降下量が多く、加重平均値はこの期間の $^{129}$I/$^{131}$I 比を反映する形であった。次いで $^{131}$I 降下量が多かった 3 月 14 日〜16 日の $^{129}$I/$^{131}$I 比は 20.5 を示した。バックグラウンド補正した畑地表土 $^{129}$I 濃度および $^{131}$I 濃度から求めた $^{129}$I/$^{131}$I 比は 17.9〜20.5 であり、降下物の値と同等であった。また表土 $^{129}$I 濃度および降下物の $^{129}$I/$^{131}$I 比加重平均値をもとに計算した表土 $^{131}$I 濃度推定値は、2011 年 3 月当時の $^{131}$I 濃度実測値とほぼ一致した。以上より $^{129}$I にもとづく $^{131}$I 推定の妥当性が確かめられた。

## 参考文献

H. Fujiwara (2016) Observation of radioactive iodine ($^{131}$I, $^{129}$I) in cropland soil after the Fukushima nuclear accident. Science of the Total Environment. doi: 10.1016/j.scitotenv.2016.06.004.

---

*Hideshi Fujiwara
National Agriculture and Food Research Organization (NARO)

# 海域における放射性物質の分布状況に関する調査研究

Research on Continuous Sea Area Monitoring for Radioactive Cesium

*鎌田創[1]，大西世紀[1]，ソーントン・ブレア[2]、浅見光史[1]、平尾好弘[1]、浦環[1]

[1]海上技術安全研究所、[2]東京大学生産技術研究所

抄録　福島県沖の海域における海底土放射能分布状況の把握を目的として、海底土放射能調査と海底地形調査を実施した。今回は曳航式ガンマ線スペクトロメータを用いて得られた、面的かつ連続的な海底土 $^{137}$Cs 濃度分布、その経時変化、変動要因について報告する。

**キーワード**：NaI(Tl)，福島第一原子力発電所，海底土放射能分布，連続測定

**1. 緒言**　平成 23 年 3 月に発生した東京電力福島第一原子力発電所(以下、1F)事故によって、原子力発電所から海域に放射性物質が放出された。そこで 1F 近傍海域の放射性物質の分布状況を把握し、中長期的な放射性物質の環境動態に資するデータ取得を目的として、平成 24 年度より海上技術安全研究所と東京大学生産技術研究所は、曳航型ガンマ線スペクトロメータ[1]を用いて、1F 近傍に分布する放射性物質の分布状況の調査をしてきた。本研究では、調査で得られた放射性物質の分布状況、その経時変化、さらに分布状況の変動要因を推定する。

**2. 調査方法**　1F 近傍の南北 50 km、東西 20 km の海域において、海底土放射能調査を実施した。調査船には、沖合 7.5 km 以内の沿岸海域では主として 20 トン未満の漁船を、沖合 7.5 km 以遠の沖合海域では 400 トン級の調査船をそれぞれ使用した。

海底土放射能調査では、NaI(Tl)を用いる曳航式ガンマ線スペクトロメータを海底に着底させて、調査船で引きずりながらガンマ線スペクトルを測定し、海底での NaI(Tl)の応答関数に基づく計数率・放射能濃度換算係数[2]を適用する事で海底土 $^{137}$Cs 濃度分布を得た。採泥調査では、上記の調査船からマルチプルコアラーを用いて底質試料を採取した。得られた試料を表層からの深さで分けて、それぞれ含水率、強熱減量、粒径分布、炭素安定同位体比について分析した。

**3. 結果・考察**　得られた海底土 $^{137}$Cs 濃度の海域全体に亘る平均は、平成 25 年度で 76Bq/kg-w、平成 26 年度で 43 Bq/kg-w であり、約 45％減少している事が分かった。また、本調査で得られた 1 F 近傍海域の $^{137}$Cs 濃度分布状況を図 1 に示すが、$^{137}$Cs 濃度は 1F 近傍海域で高く観測される傾向にあり、特に沖合 4 km、沖合 6 km の測線上で、平成 25 年度に 1000 Bq/kg-wet を超える箇所が 20 箇所見つかった、平成 26 年度、平成 27 年度でも同様の傾向を示したが、$^{137}$Cs 濃度は減少傾向にある事が分かった。その他 $^{137}$Cs 濃度は、沖合 10 km 付近で減少するが、沖合 20 km から南西にかけた海域では再び高い濃度が観測された。この傾向は平成 26 年度でも同様であり、当該海域では、宮城県沖から南西方向に連続する泥質帯の存在の影響が考えられた。採泥した試料も 16%-31%の含水率を持つ泥質だった。

なお、別に調査した、底質の炭素安定同位体比を分析した結果から、1F 近傍海域での海底土 $^{137}$Cs 濃度に与える河川の影響が非常に小さい事が分かった。

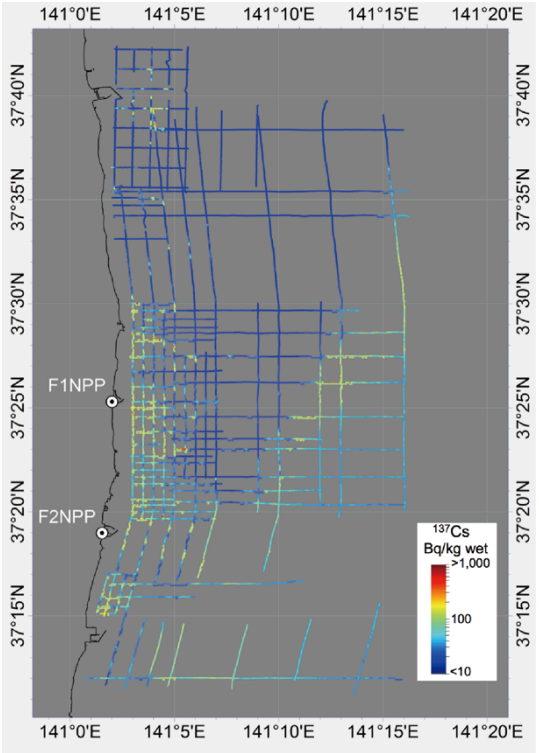



図1　1F近傍海域の$^{137}$Cs濃度分布測定結果

**謝辞**　本研究は、原子力規制庁からの受託研究平成 26 年度「海域における放射性物質の分布状況の把握に関する調査研究」の成果である。

**参考文献**　[1] Blair Thornton, et al., Deep Sea Res. I 79 (2013) pp. 10—19

[2] S. Ohnishi et al., Nucl. Instrum. Method A819, (2016) pp. 111—121

*So Kamada[1], Blair Thornton[2], Seiki Ohnishi[1], Mitsufumi Asami[1], Yoshihiro Hirao[1], and Tamaki Ura [1]

[1] National Maritime Research Institute [2] Institute of Industrial Science, the University of Tokyo

# 海底土セシウムの脱着反応過程の解明

## Elucidation on the Desorption of Cs from Marine Soil

※瀬川 優佳里[1]，熊谷 友多[1]，渡邉 雅之[1]，乙坂 重嘉[1]，小林 卓也[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

海底土に人工海水を連続的に通水させる装置を制作し、放射性 Cs の溶出挙動を長期的に観測した。本講演では、製作した実験装置と 3 ヶ月間に渡る観測の結果について報告する。

**キーワード：**セシウム，海底土，脱着，環境放射能

### 1. 緒言

放射性セシウム（Cs）が海底土に吸着した場合、脱着による溶出はほぼ起こらないと考えられてきた[1]。しかしながら、福島第一原子力発電所事故後の 5 年間で、福島周辺海域の海底における放射性 Cs 濃度は緩やかな減少傾向を示しており[2]、海底土に吸着した放射性 Cs の継続的な溶出や、コロイドなどの懸濁物に付随した移行の可能性が示唆されている。海底土からの放射性 Cs 溶出・脱着反応過程を正しく理解することは、海洋における長期間にわたる放射性 Cs の移行挙動をより正確に予測する上で重要である。本研究では、海底土からの放射性 Cs 脱着反応過程を模擬するための装置を製作し、実海域で採取した試料を用いて連続観測を実施した。

### 2. 実験

#### 2-1. 実験装置の概要

実験装置の模式図を図 1 に示す。リザーバー内の人工海水は送液ポンプでくみ上げられ、海底土試料を充填した試料カラム、懸濁物捕集のためのフィルタ、Cs イオン捕集のためのプルシアンブルーMC ビーズを充填した吸着カラムを通り、再びリザーバーに戻る。リザーバー内の人工海水は常に Cs を含まない状態で維持されるため、この実験系では海底土試料への再吸着反応過程が抑制され、脱着反応のみを観測することができる。

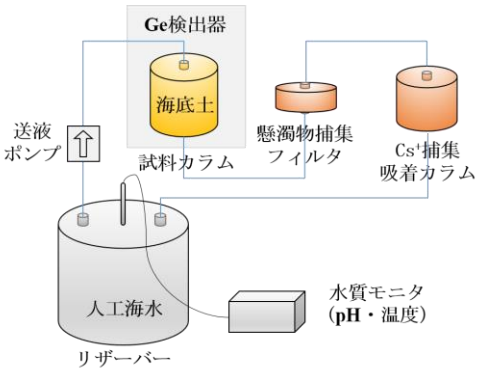



図 1　実験装置模式図

#### 2-2. 測定

海底土試料に含まれる放射性 Cs の放射能の時間変化を試料カラムに直結した Ge 半導体検出器を用いて継続的に計測した。試料カラムには福島第一原子力発電所の沖合約 1.5 km の観測点（37°25.02’N, 141°03.01’E）で採取した海底土試料を 200g 充填した。実験開始時の $^{137}$Cs の放射能は 435±3 Bq/kg 乾土であった。

### 3. 結果・考察

連続観測の結果、海底土試料中の放射性 Cs の放射能は長期的には有意に減少することを見出した。その減少速度は 2 段階で変化しており、実験開始から 10 日目付近までの減少速度は速く、それ以降では緩やかであった。本講演では、フィルタに捕集された懸濁物の測定結果も合わせて考慮し、海底土からの放射性 Cs の溶出・脱着反応速度や、その支配因子について詳しく議論する予定である。

#### 参考文献

[1] Otosaka and Kobayashi. Environ, Mon. Assess. 185, 5419-5433, 2013

[2] 原子力規制庁. 沖合海域の海底土の放射能濃度の推移, http://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/9000/8143/24/okiai_soil.pdf

※Yukari Segawa[1], Yuta Kumagai[1], Masayuki Watanabe[1], Shigeyoshi Otosaka[1] and Takuya Kobayashi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# 福島第一原子力発電所事故で放出された Cs-137 の森林土壌中の深度分布とコンパートメントモデルによる下方移行評価

Temporal changes in the vertical distribution of $^{137}$Cs in forest soils after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident: observations and model analysis

*武藤琴美, 安藤麻里子, 小嵐淳, 松永武
原子力機構

福島第一原子力発電所（福島第一原発）事故により森林土壌に沈着した放射性 Cs の挙動を解明するために、福島市内の植生の異なる森林において、2011 年から 2015 年の 4 年間にわたり放射性 Cs の深度分布調査を行った。
**キーワード**：福島第一原子力発電所事故、放射性 Cs、森林土壌、深さ分布

**１．緒言** 福島第一原発事故により大気中に放出された放射性 Cs は、その多くが森林に沈着し、現在も残留している。森林土壌に沈着した放射性 Cs の下層への移動は土壌の性質や植生に影響される。本研究では、日本の森林土壌における放射性 Cs の挙動を明らかにするために、植生や土壌の性質が異なる福島市内の森林において放射性 Cs の深度分布を繰り返し調査した[1], [2]。調査結果に基づいて、放射性 Cs の森林表面への沈着後の挙動をモデル化し、深度分布の中長期的な変化を予測した。

**２．実験** 調査地は福島第一原発から北西約 70 km に位置する福島市南西部の森林である。2 km 四方の範囲内で植生が異なる森林 2 カ所を選択し、放射性 Cs の深度分布調査を行った。調査は 2011 年 6 月から 2015 年 7 月にかけて、計 5 回実施した。試料は表層リター及び土壌に分けて採取した。表層リターは 900 $cm^2$ の面積から採取し、実験室で乾燥した後に摩砕した。土壌試料は表層リターを採取した後に、同じ場所からコアサンプラー（藤原製作所製、HS-25L）を用いて採取し、冷凍した状態で深さ毎に分割した。分割した試料は乾燥後に 2 mm 目開きのふるいにかけ、小石などを取り除いた。調製後の土壌試料及びリター試料の放射性 Cs 濃度を、Ge 半導体検出器(ORTEC 製、GEM20P4-70)を用いて測定した。

**３．結果・考察** 図 1 に深度分布調査の結果を示す。事故後 4 年を経て、リター層から土壌表層へと $^{137}$Cs の移行が進行しており、その速度は植生により異なっていた。また、土壌における $^{137}$Cs の分布は変化が少なく、土壌中での移行速度は遅いことが示唆された。さらに、深度分布の時間変化に対してコンパートメントモデルを適用し、コンパートメント間の移行係数を決定し、中長期的な予測計算を行った。発表では深度分布の経年変化やモデルを用いた予測計算の結果に対して詳細な議論を行う予定である。

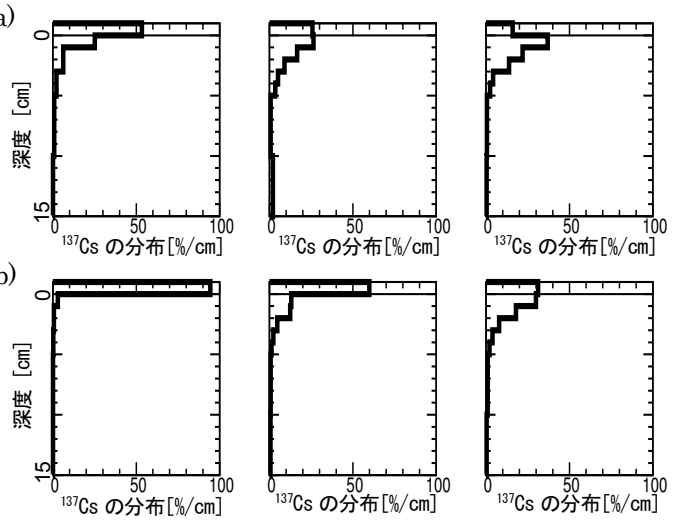



図 1 $^{137}$Cs の深度分布. (a) 広葉樹優占林. (b) 針葉樹優占林. 左から 2011 年 6 月, 2012 年 3 月, 2015 年 7 月の結果。沈着した $^{137}$Cs の総量に対する各層の割合を土壌 1cm 毎に示す。リター層の結果は縦軸 0 cm より上部に示す。

**参考文献**

[1] Koarashi et al., Sci. Total Environ. (2012)

[2] Matsunaga et al., Sci. Total Environ. (2013)

*Kotomi Muto, Mariko Atarashi-andoh, Jun Koarashi, Takeshi Matsunaga
Japan Atomic Energy Agency

# 福島第一原発半径 3km 圏内における放射性粒子の発生源の検討

Investigation of source of radioactive particles within 3 km from Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant

*佐藤　志彦[1]，末木　啓介[2]，箕輪　はるか[3]，吉川　英樹[1]，中間　茂雄[1]，藤原　健壮[1]
[1]原子力機構，[2]筑波大，[3]慈恵医大

本研究では特に空間線量が高い福島第一原発から半径３km 圏内を中心に採取した、土壌を対象に、放射性粒子の放出に関与した放出炉を検討したので報告する。

**キーワード：**福島第一原発事故，放射性粒子，Cs 同位体比，

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所(F1NPP)事故では事故初期において、ケイ酸を母材とした事故由来 Cs を含む放射性粒子が広範囲で見つかっている。F1NPP においても 1 号機が放出源の粒子が分離されているが、粒子全体がどの程度、F1NPP 周辺に分布しているかはまだ十分解明されていない。一方、F1NPP 周辺には複数の高線量を示す汚染の帯が報告されており[1]、これらの帯と放射性粒子の関係を明らかにすることは、粒子の放出源となった炉を特定し、事故進展プロセスを考察する上で重要な役割を果たすことが期待される。本研究では F1NPP から半径 3km 圏内の高線量地域に着目し、放射性粒子の存在と、発生源となった原子炉を検討したので報告する。

## 2. 実験方法

2014 年秋から 2015 年春に F1NPP 周辺 6 地点で土壌を採取した。試料に含まれるガンマ線放出放射性核種は高純度ゲルマニウム半導体検出器でその濃度を定量し、その後オートラジオグラフィ法で放射性粒子の探索を行った。発生源の検討は文科省が 2011 年に実施した広域土壌調査の結果[2]を組み合わせることで、放出時期も含めた検討を行った。

## 3. 結果と考察

ガンマ線放出核種の定量結果で、F1NPP から北方向で採取した土壌中の $^{134}Cs/^{137}Cs$ 同位体比は 0.92 であり先行研究より[3]、1 号機由来であると考えられる。しかしそれ以外の原発周辺は 0.96-1.02 を示し、 2、3 号機に由来する汚染が考えられた。また、3km 圏内における放射性粒子は、原発北側の 1 号機に由来する汚染地帯に加え、西側の場所からも数個の放射性粒子が見つかった。西側で得られた粒子の Cs 同位体比は 1.02-1.06 を示した。なお粒子の比放射能、構成元素、および Cs 同位体比は、これまでに見つかった 2 号機由来粒子と一致した。また銀の放出率は燃料温度に依存することが知られており[4]、文科省の調査で[2]原発西側の帯上における $^{110m}Ag/^{137}Cs$ 同位体比は 0.0002 以下で、他の原発周辺よりも 1 桁以上小さい値を示したことから、炉内の崩壊熱が抑えられてきた 15 日以降に汚染した可能性が高く、今回見つかった放射性粒子は当該地域を汚染したプリュームに含まれていたのではなく、15 日に 2 号機から放出したプリュームより飛散した可能性が高いと推定される。本発表では南側および第２の西側の帯についても報告する。

## 参考文献

[1] Y. Sanada, and T. Torii, J. Environ. Radioact. 139, 294-299 (2015). [2] Saito et al., J. Environ. Radioact. 139, 308-319 (2015). [3] Nishihara et al., JAEA-Data/code 2012-018 (2012), [4] Pontillon and Ducros, Nucl. Eng. Des. 240, 1853-1866 (2010).

---

*Yukihiko Satou[1], Keisuke Sueki[2], Haruka Minowa[3], Hideki Yoshikawa[1], Shigeo Nakama[1] and Kenso Fujiwara[1]
[1]JAEA, [2]Univ. of Tsukuba, [3]Jikei Univ.

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 7, 2016 4:05 PM - 5:25 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [1J13-17] Radiation Dosimetry

Chair: Jun Hirouchi (JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [1J13] Research on the Behavior of I-131, I-132, I-133 and Te-132 at March, 2011 using NaI(Tl) Pulse Height Distributions at Monitoring Posts in Fukushima Prefecture

*Hideo Hirayama[1], Hioshi Matsumura[1], Yoshihito Namito[1], Toshiya Sanami[1] (1.High Energy Accelerator Research Organization)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [1J14] Unraveling the formation processes of Cs-rich microparticles in the Fukushima Daiichi nuclear power plant

*Junpei Imoto[1], Genki Furuki[1], Asumi Ochiai[1], Shinaya Yamasaki[2], Kenji Nanba[1,3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Department of Chemistry, Kyushu University, 2.Faculty of Pure and Applied Sciences and Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 3.Department of Environmental Management, Faculty of Symbiotic System Science, Fukushima University, 4.Laboratoty for Advaced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology Institute of Innovative Research, 5.SUBATECH, the University and Ecole des Mines of Nantes and CNRS, 6.Department of Geological Sciences and Center for International Security and Cooperation, Stanford University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [1J15] Real-time monitoring of dose rate and airborne radioactivity in working environment in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Daisuke Ozaki[1], Hideaki Kanehama[1], shinya Obata[1], Toshiharu Matsuzawa[1], Masatoshi Shioiri[2], Mitsuhiro Imai[2], Yasuhiro Ikeda[2] (1.Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc., 2.Fuji Electric Co.,Ltd)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

### [1J16] Assessment of doses from the contamination inside house in evacuation area

*Airi Mori[1], Azusa Ishizaki[1], Tsutomu Tanabe[1], Takao Wada[1], Mitsugu Kato[1], Masahiro Munakata[1] (1.JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

### [1J17] Estimation of the plutonium distribution in filter paper by the analysis of alpha-energy spectra

*Yukie Migita[1], Kumiko Fukutsu[1], Kota Ishii[2], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] (1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2.Toho University)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

# 福島県モニタリングポイントのNaI(Tl)波高分布データを用いた 2011年3月におけるI-131, I-132, I-133およびTe-132の挙動の研究

Research on the Behavior of I-131, I-132, I-133 and Te-132 at March, 2011 using NaI(Tl) Pulse Height Distributions at Monitoring Posts in Fukushima Prefecture

*平山　英夫、松村　宏、波戸　芳仁、佐波　俊哉
高エネルギー加速器研究機構

福島県から公開されているモニタリングポイントでのNaI(Tl)波高分布データを用いて、福島第1原子力発電所の事故で環境中に放出された放射性核種の主要な成分で、初期の内部被曝評価で重要なI-131, I-132, I-133およびTe-132の挙動について検討を行ったので、その結果について報告する。

**キーワード：I-131, I-132, I-133, Te-132, NaI(Tl)波高分布，福島県モニタリングポスト**

## 1. 緒言

福島第1原子力発電所の事故で環境に放出された主要な核種の内、内部被曝評価で重要なI-131, I-132, I-133およびTe-132の2011年3月における挙動を、福島県が公開しているモニタリングポスト（以下、「MP」という。）での波高分布数値データ[1)]を用いて検討した。

## 2. 使用した波高分布データとピーク計数率

公開されているMPの内、8カ所（山田（双葉町）、大熊町向畑、大野、南台、夫沢（大熊町）、松館（楢葉町）、二つ沼（広野町）、紅葉山（福島市））の１時間毎のデータを使用した。I-131については365 keV、I-132については955 keV、Te-132については228 keVのγ線の全吸収ピークに対応したネット計数率をピーク計数率とした。I-133については、530 keV近辺のγ線がI-133 (538 keV-87.0%)およびI-132(523 keV-16.0%)の合計であるとして、I-132の寄与を差し引いた計数率を使用した。波高分布データには、文献2で行った「桁あふれ補正」と「live-time補正」に加えて、空気吸収線量率が高い場合のTe-132のピーク計数率の補正及びI-131, I-132およびI-133が主要な状況でのパイルアップした波高分布からのピーク計数率推定という補正を行った。

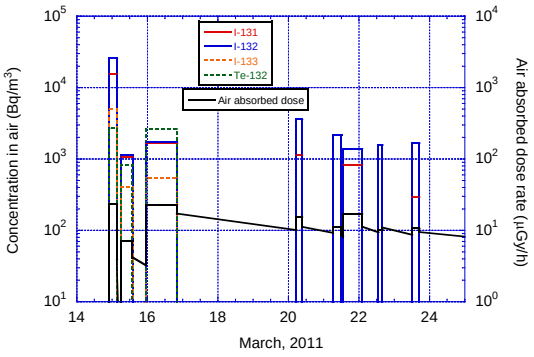



**Fig.1 Time history of average concentrations of I-131, I-132, I-133 and Te-132 in plume together with air absorbed dose rates at Naraha-town Syoukan.**

## 3. 検討結果

ピーク計数率の時系列変化から、プルーム中の放射性核種の寄与を求める手法[2)]を用いて、各核種のプルーム中濃度を求めた。原子炉停止から2～3日以内では、Te-132の濃度を求める場合に、Xe-135からの249 keVのγ線の寄与を除く必要がある。3月15日以降にプルームが飛来し、減衰によりXe-135の寄与が無視できる楢葉町松館での各核種のプルーム中濃度の時系列変化を第1図に示す。他のMPの結果を含めた検討については、当日講演で示す。

**参考文献**

[1]<http://hhttps://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/16025d/jikogo-post.html> (2016.5.25 final confirmation).

[2] H. Hirayama, H. Matsumura, Y. Namito, T. Sanami, Trans. At. Energy Soc. Jpn., 14, 1-11 (2015) .

*Hideo Hirayama, Hiroshi Matsumura, Yoshihito Namito and Toshiya Sanami
High Energy Accelerator Research Organization.

# 福島第一原発から放出された高濃度放射性セシウム含有粒子の生成過程

## Unraveling the formation processes of Cs-rich microparticles in the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*井元　純平[1]，古木　元気[1]，落合　朝須美[1]，山崎　信哉[2]，難波　謙二[3]，
大貫　敏彦[4]，Bernd Grambow[5]，Rodney C. Ewing[6]，宇都宮　聡[1]
[1]九大院理，[2]筑波大，[3]福島大，[4]東工大，[5]ナント大，[6]スタンフォード大

福島第一原発から高濃度の放射性セシウムを含有する粒子が放出されている。この粒子は放射性セシウムの化学状態や MCCI に関する重要な情報を有していると考えられる。本研究では電子顕微鏡技術を駆使して、この粒子の内部構造と元素分布を明らかにし、粒子生成過程と事故時の炉内環境を考察した。

**キーワード：**高濃度放射性セシウム含有粒子、MCCI、透過型電子顕微鏡

### 1. 緒言

高濃度の Cs を含有する粒子(Cs-rich micro-particles：CsMPs)は Si を主成分として炉内構成物や核分裂生成物から構成されており[1, 2]、原子炉内で起こった化学反応に関する有用な情報を保持していると考えられる。CsMPs を高分解で詳細に分析することで、未解明の初期段階の Cs 化学種や反応プロセス、炉内環境の解明が可能になる。本研究では電子顕微鏡技術を用いた CsMPs のナノスケール分析により内部構造、構成元素、元素分布を解析し、CsMPs の生成過程と炉内で起きた反応の解明を目的とした。

### 2. 実験

本研究では CsMPs を東京都で採取した大気フィルターと福島県で採取した土壌から単離した。各々の試料のオートラジオグラフィーを行い、放射能を放つスポットをカーボンテープで分離した。そのカーボンテープを細分化して走査型電子顕微鏡とエネルギー分散型 X 線分光装置により粒子を検出した。ゲルマニウム半導体検出器を用いた放射能測定後に集束イオンビームにより粒子を 200 nm 以下まで薄片化した。その超薄切片を透過型電子顕微鏡(TEM)を用いて詳細に分析した。

### 3. 結果および考察

TEM-EDX の結果より CsMPs は主に O、Si、Fe、Zn、Cs、Sn、K、Rb、Cl、Mn、Pb の元素から構成され、粒子内部ですべての元素がほぼ均一に分布していた。しかし Cs は部分的に不均一に分布していた。また高分解観察を行ったところ、マトリックスは $SiO_2$ で構成され非晶質であったがその内部に多数の結晶性を有する Fe-Zn 酸化物ナノ粒子が $SiO_2$ に溶解せずに取り込まれていた。また、Fe-Zn 酸化物ナノ粒子には Cs、Sn、Cl が吸着し、U もそれらの粒子に吸着する形で粒子内に存在することが明らかになった。さらに粒子内部には核分裂生成物により構成されるナノ粒子の内包物が同定された。以上の結果から CsMPs が形成される前に Fe-Zn 酸化物および核分裂生成物ナノ粒子が炉内で生成し、溶融燃料とコンクリートが接触した際に生じる SiO ガスがそれらを取り込み凝縮することで粒子形成が起こったことが示唆された。

### 参考文献

[1] K. Adachi, M. Kajino, Y. Zaizen, Y. Igarashi, Sci. Rep. 3, 2554/1-5 (2013)

[2] Y. Abe, Y. Iizawa, Y. Terada, K. Adachi, Y. Igarashi, I. Nakai, Anal. Chem. 86, 8521-8525 (2014).

---

*Junpei Imoto[1], Genki Furuki[1], Asumi Ochiai[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney C. Ewing[6] and Satoshi Utsunomiya[1]

[1]Kyushu Univ., [2]Tsukuba Univ., [3]Fukushima Univ., [4]Tokyo Inst. Tech., [5]Nantes Univ., [6]Stanford Univ.,

# 福島第一原子力発電所における放射線のリアルタイムモニタリング

Real-time monitoring of dose rate and airborne radioactivity in working environment in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*尾崎 大輔[1]，松澤 俊春[1]，小幡 伸也[1]，金濱 秀昭[1]，池田 泰啓[2]，今井 光宏[2]，塩入 正敏[2]
[1]東京電力ホールディングス株式会社，[2]富士電機株式会社

福島第一原子力発電所構内で働く作業員が，安心して作業を行えるよう，作業現場に線量率モニタを設置するとともに，現場へ向かう前に構内の線量率及び空気中放射性物質濃度を確認できるリアルタイムモニタリングシステムを構築した。

キーワード：線量率モニタ，連続ダストモニタ，リアルタイムモニタリング

## 1. はじめに

福島第一原子力発電所では，長期に亘る廃炉作業を進めていくための基盤整備として，線量低減や防護装備の適正化等の作業環境改善を継続的に行っている。ここでは，その一貫として放射線環境の見える化を目的として導入したリアルタイムモニタリングシステムについて報告する。

## 2. 基本仕様

本システムは，実績のある放射線計測と無線技術を組み合わせた設備であり，主に線量率モニタ，連続ダストモニタ，表示端末及び無線伝送系統から構成される（図 1 参照）。以下に，特徴的な仕様を示す。

**線量率モニタ**：線量率モニタは，Si 半導体検出器を可搬性に優れた車輪付台車に乗せたものであり，GPS 機能を有しているため測定箇所の変化や工事干渉等に対して柔軟に対応可能である（図 2 参照）。電源は，太陽光又は交流電源のどちらからでも供給でき，数日間の連続運転が可能なバッテリーも付属している。

**連続ダストモニタ**：連続ダストモニタは，可能な限り欠測時間を小さくするため、連続ろ紙送り方式としている。また，電源は交流電源を数時間の連続運転が可能なバッテリーを介して供給している。

**表示端末**：表示端末は，視認性や操作性を考慮してタッチ操作式の大型ディスプレイを利用している。また，最新値の表示の他，過去のトレンドもグラフ表示できるようにしている（図 3 参照）。

**無線伝送系統**：データ伝送は，920MHz 帯の特定小電力無線を利用し，伝送の安定性を向上させるために各モニタや中継器間を相互に通信するメッシュ状のネットワークを構築している。また，過去のデータを重複伝送させており，一時的な伝送の不具合に対してもバックアップが可能である。

## 3. 運用状況及び評価

本システムの導入により，作業現場の線量率・空気中放射性物質濃度をリアルタイムで確認できるようになった。また，放射線管理員に限らず構内で働く作業員が自分の目で放射線環境の変動を確認することができるようになり，労働環境の改善に繋がっている。

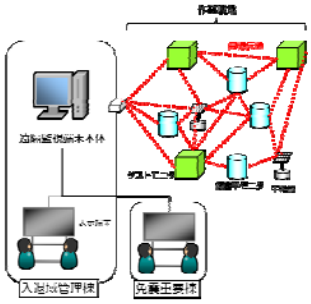


図 1　システム概要



図 2　線量率モニタ外観

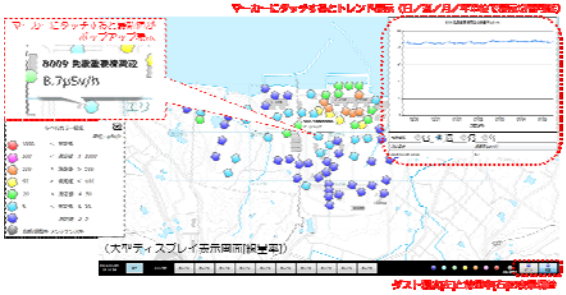


図 3　リアルタイム表示画面（表示端末）

*Daisuke Ozaki[1], Toshiharu Matsuzawa[1], Shinya Obata[1], Hideaki Kanehama[1], Yasuhiro Ikeda[2], Mitsuhiro Imai[2], Masatoshi Shioiri[2]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.　[2]Fuji Electric Co., Ltd.

# 避難指示区域内における家屋内の汚染による被ばく線量の評価

Assessment of doses from the contamination inside house in evacuation area

*森 愛理[1]，石﨑 梓[1]，田辺 務[1]，和田 孝雄[1]，加藤 貢[1]，宗像 雅広[1]

[1]原子力機構

避難指示区域内において実施した家屋内汚染状況調査およびスミア法の拭き取り効率調査の結果から家屋内の床および壁等の表面汚染密度を算出し，家屋内の汚染による被ばく線量を評価した。

**キーワード**：家屋内汚染，拭き取り効率，被ばく線量評価

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故により放出された放射性物質の一部は家屋内へ浸入し，家屋の開口部等を中心に家屋内を汚染している可能性がある。家屋内の汚染による被ばく線量を評価するためには，直接法およびスミア法といった手法により家屋内の床や壁等の表面汚染密度を測定する必要がある。直接法では対象物の周囲の汚染も測定されることから，家屋の壁面等の汚染の測定にはスミア法が適している。しかしスミア法の拭き取り効率を JIS[1]で定められた 10%とすると，汚染を過大評価する可能性がある。よって本研究では，家屋内汚染状況調査および拭き取り効率等の調査結果から家屋内の表面汚染密度を計算し，得られた汚染分布をもとに家屋内の汚染による被ばく線量を評価した。

## 2.方法

### 2-1.家屋内汚染状況調査

避難指示区域内の 11 軒の家屋において床，壁，天井，天井裏，家具等といった様々な場所の汚染を直接法およびスミア法で測定した。スミア法の拭き取り効率は全ての部材に対し 10%とした。

### 2-2. 拭き取り効率等の調査

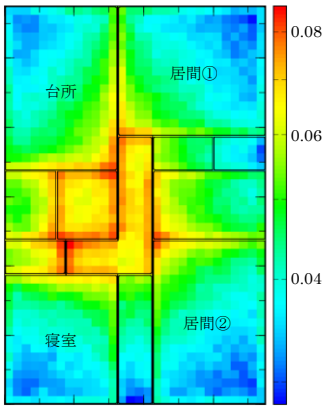
避難指示区域内の 3 軒の家屋において，8 種類の家材を対象に拭き取り効率(遊離性汚染のうち 1 回で拭き取った汚染の割合)および汚染除去率(遊離性汚染および固定性汚染の総和のうち 1 回で拭き取った汚染の割合)を算出し，2-1 におけるスミア法の測定値を再評価した。

### 2-3. 家屋内汚染の計算と被ばく線量評価

水平面(床や家具の上面等)の汚染は直接法の測定値，鉛直面(壁や家具の壁面等)および天井面の汚染はスミア法の再評価値を用いて家屋内の汚染を計算し，PHITS2[2]を用いて家屋内の汚染による年間被ばく線量を評価した。

## 3. 結果

右図は，Cs-137 および Cs-134 により床，壁，および天井がそれぞれ 2 Bq/cm$^2$，0.5 Bq/cm$^2$，および 0.2 Bq/cm$^2$ で一様に汚染されていたときの高さ 1 m における周辺線量当量率である。この家屋における 1 日の滞在時間を，寝室に 6 時間，台所に 4 時間，居間①に 6 時間，および居間②に 6 時間として 1 年間滞在したときの被ばく線量は，0.24 mSv/y 程度と推定される。床，壁，および天井からの線量の寄与はそれぞれ 47%，50%，および 3.5%であり，面積が大きい壁からの寄与が相対的に大きいことがわかった。




図：家屋内汚染から寄与される周辺線量当量率(μSv/h)

## 参考文献

[1] JIS Z 4504 (2008)，放射性表面汚染の測定方法−β 線放出核種(最大エネルギー0.15 MeV 以上)及び α 線放出核種.

[2] Sato et al. (2013), Particle and Heavy Ion Transport code System, PHITS, version 2.52

*Airi Mori[1], Azusa Ishizaki[1], Tsutomu Tanabe[1], Takao Wada[1], Mitsugu Kato[1] and Masahiro Munakata[1]

[1]JAEA

# α線エネルギースペクトルの解析によるろ紙内プルトニウム分布の推定

Estimation of the plutonium distribution in filter paper by the analysis of alpha-energy spectra

*右田 豊紀恵[1]，福津 久美子[1]，石井 康太[2]，酒井 康弘[2]，吉井 裕[1]

[1]量子科学技術研究開発機構，[2]東邦大学

ろ紙に滴下した硝酸プルトニウム溶液から放出されるα線のエネルギースペクトルをモンテカルロシミュレーションソフトウェア AASI (advanced alpha-spectrometric simulation)で詳細に解析し、ろ紙内でのプルトニウムの分布を明らかにした。

**キーワード：**モンテカルロシミュレーション，プルトニウム，α線エネルギースペクトル

## 1. 緒言

プルトニウム (Pu)やアメリシウム (Am)等のα線放出核種を含む溶液が物質中に浸透すると、核種から放出されたα粒子がその物質の表面に至るまでの間に失うエネルギーは、核種が物質中の深さ方向のどこに位置するかによって変化する。このため、α線エネルギースペクトルは高エネルギー側から低エネルギー側まで広範囲にわたる幅の広いピークを呈する。福津らは硝酸 Pu 溶液を滴下したろ紙から得られたα線エネルギースペクトルとシミュレーション計算した結果を比較してろ紙内における Pu 分布の推定を行ったが、この分布を関数では表していない[1]。そこで本研究では、硝酸 Pu 溶液が深さ方向に対して指数関数的に減少していくモデルを構築し、数学的解析を行った。

## 2. 実験

厚さ 210 μm のワットマンろ紙（グレード 40）に 8.53±0.14 Bq/μL の硝酸 Pu 溶液（$^{241}$Am を 5%含む）を 10 μL 滴下し、1.5 μm 厚の Diafoil® (Mitsubishi Polyester Film Corp., Tokyo, Japan)で挟みこんだものを試料とした（$^{239+240}$Pu の放射能:85.3 Bq）。この試料から放出されるα粒子のエネルギーをα スペクトロメータ (Alpha Analyst Model A1200-37AM, Canberra Industries,Inc.)で 24 時間測定し、α線エネルギースペクトルを得た。測定されたスペクトルの再現にはモンテカルロシミュレーションソフト AASI (advanced alpha- spectrometric simulation) [2]を用いた。その際、擬似的に 1 μm ごとに細分化したろ紙モデルを構築し、細分化したろ紙の 1 番上の層から Pu を深さ方向に対して指数関数的に減少するように分布させた（$y = Ae^{-\mu x}$）。この減衰率 $\mu$ をパラメータとして様々に変化させて、測定されたスペクトルをもっともよく再現できる $\mu$ を探索した。

## 3. 結果と考察

測定で得られたα線のエネルギースペクトルには $^{239}$Pu と $^{241}$Am 由来の信号が観測された。さらに AASI シミュレーションにおいて、測定されたα線エネルギースペクトルと Pu および Am の割合をろ紙の深さ方向に対して均等に分布させた場合と指数関数に分布させたシミュレーションを行った結果、均等に分布させた場合よりも指数関数的に分布させた方が測定値により近い結果となった。現状では $\mu = 0.0033\ (\mu m)^{-1}$ のとき測定値を最も良く再現できたが、完全に一致しているとは言えないため、更なる検討が必要である。分布を関数で表現したことにより、放出されたα線がろ紙内で静止してしまうような深い位置まで浸透した硝酸プルトニウムについても分布を推定することが可能となった。

### 参考文献

[1] Kumiko Fukutsu, Yuji Yamada, Makoto Akashi, *Radiation Protection Dosimetry*, **134**, (2009), 87–93

[2] T.Siiskonen and R.Pöllänen, *Nuclear Instruments Methods in Physics Research A*, **550**, (2005), 425–434

---

*Yukie Migita[1], Kumiko Fukutsu[1], Kota Ishii[2], Yasuhiro Sakai[2] and Hiroshi Yoshii[1]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology., [2]Toho Univ.

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 7, 2016 5:25 PM - 6:45 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 8:25 AM - 9:45 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [1J18-22] Radiation Measurement 1

Chair: Daiki Satoh (JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

### [1J18] Performance evaluation and improvement of fluorescent nuclear track detectors for neutrons

*Takuya Hashizume[1,2], Tohru Okazaki[1], Toshiya Sanami[2,3], Masayuki Hagiwara[2,3], Hiroaki Hayashi[4], Ikuo Kobayashi[1] (1.Nagase Landauer, Ltd., 2.SOKENDAI, 3.KEK, 4.Tokushima Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

### [1J19] Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system (2)

*Keigo Umetani[1], Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1], Keiji Oda[1] (1.Kobe univ. Graduate School of Maritime Sciences)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

### [1J20] Fundamental study on novel dosimetry by means of microwave dielectric absorption spectroscopy

*satoshi sakashita[1], Takeyoshi Sunagawa[2], Makoto Hirayama[1], Yoitiro Matsuo[1], Yoshinobu Izumi[1] (1.Research Institute of Nuclear Engineering, 2.Fukui University of Technology)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

### [1J21] The High-Sensitivity Gel Dosimeter Development for Medical by a New Mechanism

*Yutarou Aoki[1], Glenn Harvel[2], Toshiharu Sakura[3], Takeyoshi Sunagawa[1] (1.Fukui University of Technology, 2.University of Ontario Institute of Technology, 3.NUCLEAR TECHNOLOGY Inc.)

6:25 PM - 6:40 PM JST | 9:25 AM - 9:40 AM UTC

### [1J22] Total reflection X-ray fluorescence analysis of uranium in drainage water using collodion film sample holder

*Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yukie Izumoto[1], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] (1. National Institute of Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Toho university)

6:40 PM - 6:45 PM JST | 9:40 AM - 9:45 AM UTC

Time reserved for Chair

# 蛍光飛跡検出器（FNTD）の中性子線量測定における測定精度の評価およびその改善策

Performance evaluation and improvement of fluorescent nuclear track detectors for neutrons

*橋詰 拓弥[1,2]，岡崎 徹[1]，佐波 俊哉[2,3]，萩原 雅之[2,3]，林 裕晃[4]，小林 育夫[1]
[1]長瀬ランダウア（株），[2]総合研究大学院大学，[3]高エネルギー加速器研究機構，[4]徳島大学

蛍光飛跡線量計 FNTD (fluorescent nuclear track detectors) の中性子線量測定における測定精度を実験的に評価し、測定精度向上のための方法を提案した。

**キーワード：**蛍光飛跡検出器、中性子

## 1. 背景

中性子の核反応によりポリエチレン (PE) コンバータから放出された反跳陽子は FNTD ($Al_2O_3$:C,Mg: 4 × 8 × 0.5 $mm^3$) 中に飛跡を形成する。FNTD リーダーはこの飛跡数をカウントし、校正定数を乗じて中性子線量を算出する。しかし低線量域では飛跡数が少なくなり、光子によって生じた二次電子の飛跡の影響が増すことで、中性子線量の測定精度は低下する。これを改善する方法として、①スキャン領域を拡大し、統計誤差を減少させる、②飛跡蛍光画像の空間周波数解析により二次電子飛跡の影響を除去する、などが考えられる。本研究では実測値から、飛跡カウントのバラつきを得て、測定の不確かさを評価した。

## 2. 方法

FNTD に 0.03~130 mSv の $^{241}$Am-Be 線源からの中性子を照射し、PE コンバータ下の 1 μm 深さ、2.08 $mm^2$ の領域における反跳陽子の飛跡数を、FNTD リーダーにより測定した。X 個の素子において、10 つの異なる領域を測定し、飛跡カウントのバラつきを得た。また $^{241}$Am-Be 線源からの中性子と $^{137}$Cs 線源からの γ 線を混合照射した FNTD を用いて、① スキャン領域を拡大した測定、② 空間周波数解析による中性子線量評価、を試験した。

## 3. 結果、考察

Fig. 1 に 2.08 $mm^2$ あたりの飛跡カウントと変動係数の関係を示す。飛跡カウントと変動係数には負の相関が見られ、その関係はポアソン分布で説明ができる。したがって、素子のカウント数のバラつきは、カウント数を $x$ として $\sqrt{x}$ に収まることが期待できる。このことから、測定下限値 0.1 μSv を精度よく得るために必要なカウント数が推定できる。

前述した測定精度向上に関するデータは発表にて示す。

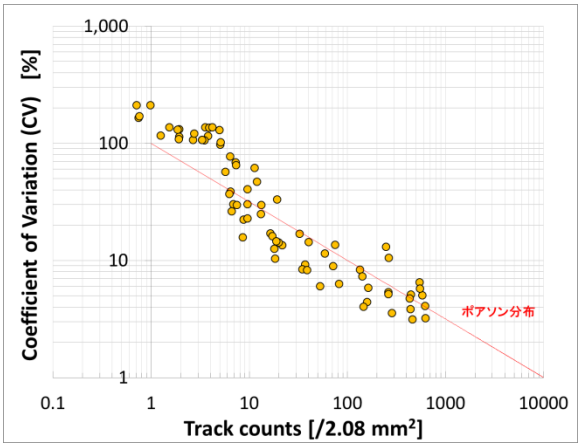



Figure 1. FNTD の飛跡カウントの測定精度

**参考文献**

[1] G.J. Sykora and M.S. Akselrod, Spatial frequency analysis of fluorescent nuclear track detectors irradiated in mixed neutron-photon fields, Radiation Measurements 45 (2010)

---

*Takuya Hashizume[1,2], Tohru Okazaki[1], Toshiya Sanami[3], Masayuki Hagiwara[2], Hiroaki Hayashi[4] and Ikuo Kobayashi[1]
[1]Nagase Landauer, Ltd, [2]SOKENDAI, [3]KEK, [4]Tokushima Univ.

# 海上移動型放射線モニタリングシステムに用いる船舶内の線量率分布の計算(2)

Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system (2)

*梅谷 圭吾[1]，大藤　広暉[1]，森　豊[1]，金崎　真聡[1]，小田　啓二[1]

[1]神戸大学大学院　海事科学研究科

我々は船舶を活用した海上移動型放射線モニタリングシステムの運用を提案している。前回より精細化した体系とし、船外の放射線強度及び空間分布と船内線量率の関係をモンテカルロ計算によって求めるとともに、内部被ばくについても検討を加えた。

**キーワード：**放射線防護、モンテカルロ計算、船舶、線量分布、内部被ばく

## 1. 緒言

現在の原子力防災体制では、災害発生直後の対応は、モニタリングポスト及びモニタリング車による放射線測定が中心であるが、東日本大震災のように道路網も大きな損傷を受けてしまうような大規模自然災害の直後においては、もうひとつの経路、即ち「海の道」からのアプローチが有効である。そこで、我々は既存の緊急時放射線モニタリングシステムを補完する「船舶を活用した海上前線基地」の運用を提案している。前回の発表では、いくつかの検討課題の内、乗船者の被ばく管理という観点から、上空に放射線核種が浮遊していると仮定して、その形状 (幅・厚さ) と高さを変えて、船舶内の線量率分布をモンテカルロシミュレーションコード EGS5 を用いて計算した結果を報告した。今回、線源の形状および船内領域をより精細化して計算を行うとともに、内部被ばくについても検討することを目的とした。

## 2. 計算方法

計算体系は本学所有の練習船「深江丸」を想定した。前回の発表で用いた体系では上下 4 層×左右の 8 つの空間を厚さ 1 cm の鉄で分割したものであったが、より精細化するため、図 1 に示すように 1 層目と 2 層目に窓を付けるとともに、それぞれの空間を仕切る鉄の厚みは 0.9 cm にし、さらに床面には 5.7 cm のコンクリートを加えた。想定核種として、Cs-137, Cs-134, I-131 に加えて希ガスも対象とした。図 2 に計算結果の一例を示す。これは船舶上空 15 m に厚さ 5 m の Cs-137 線源が存在すると仮定し、線源の高さを変化させた時の各層での平均吸収線量率を示したグラフである。0 層目は船橋の上部 (船外モニターの取り付け位置) である。このことから 0 層目と 1 層目の平均吸収線量率の比はおよそ 0.3 となること、及び 4 層目は船体・水による遮蔽効果が大きいため、0 層目と比較すると数%の平均吸収線量率となることが分かった。詳細及び内部被ばくの検討については講演に譲る。

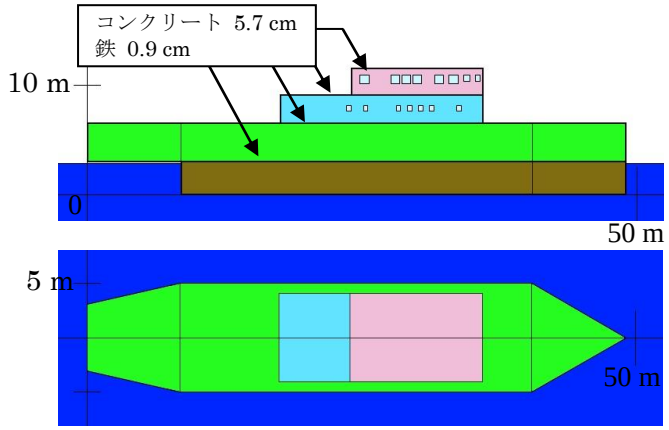



図 1. 練習船深江丸を単純化した体系

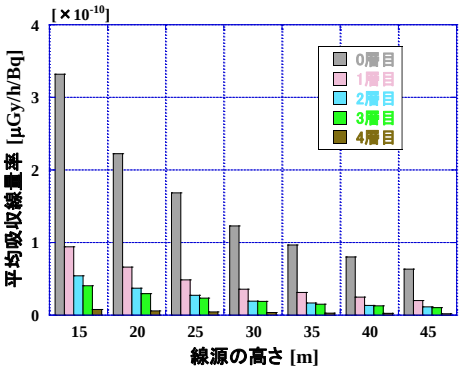



図 2. 平均吸収線量率と Cs-137 線源の高さの関係

*Keigo Umetani[1], Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1] and Keiji Oda[1]

[1]Kobe univ. Graduate School of Maritime Sciences

# マイクロ波を用いた新規線量測定法のための基礎的研究

Fundamental study on novel dosimetry by means of
microwave dielectric absorption spectroscopy

* 坂下 慧至[1], 砂川 武義[2], 平山 誠[1], 松尾 陽一郎[1], 泉 佳伸[1]
[1]福井大学、[2]福井工業大学

本研究グループでは新規線量測定手法の確立を目標として、DNA の切断収量をマイクロ波により評価する手法の研究を行っている。本発表では、新規線量測定手法の測定精度向上を目指して、温度$T$が測定に及ぼす影響を調べた結果を示す。測定によって得られる共振周波数$f$と Q 値は温度変化により影響を受けると考えられる。共振周波数$f$については既報であるが、Q 値に及ぼす影響について中心に報告する。

**キーワード：マイクロ波、線量測定**

## 1. 緒言

本研究グループでは、新たなバイオドシメトリの確立を目標に、生体分子であるプラスミド DNA の放射線照射による構造変化に対して、マイクロ波を用いて評価する研究を行っている[1]。DNA の分子鎖切断に伴う、構造変化によって生じる誘電率の変化をマイクロ波によって測定している。この測定法をマイクロ波誘電吸収法と呼び、空洞共振器内部に試料を設置した際のマイクロ波の共振周波数$f$と、その吸収の鋭さを示す Q 値を測定値として評価に用いている。

本発表では、温度変化が測定値に及ぼす影響を調べるための実験結果を中心に報告する。

## 2. 実験

温度変化が測定へ及ぼす影響を調べるため、空調を用いて実験室内の温度（室温）を約 20～30℃の間で変化させ、共振周波数$f$の測定を行った。測定には共振モード $TE_{103}$ の L-band マイクロ波空洞共振器を用い、空洞共振器内部には試料を設置せず空気が満たされている状態で実験を行った。また、温度測定は熱電対を空洞共振器に貼り付け、共振周波数$f$測定と同時に温度$T$を測定し記録した。

$TE_{103}$ モードでの共振周波数$f$の理論式を式(１)に示す。この式では、$c$は光速度、$b$と$L$は空洞共振器の内寸、$\varepsilon_r$は空洞共振器内部の比誘電率を表す。

$$f = \frac{c\sqrt{\left(1/b\right)^2 + \left(3/L\right)^2}}{2\sqrt{\varepsilon_r}} \quad \cdots (1)$$

## 3. 結果・考察

図１に共振周波数$f$の温度$T$による変化の測定結果を示す。この図において、データ群の最小二乗法により求めたスロープから共振周波数$f$の温度$T$による変化量が−24.4 kHz/℃になることが示された。また、共振周波数$f$の理論式(1)に空洞共振器が熱膨張することによる変化を与え、温度$T$が 1℃上昇する時の共振周波数$f$の変化量を求めたところ、−23.9 kHz/℃となった。実験値と計算値はよい一致を示した。

講演時には、温度による Q 値の変化等についても報告する。

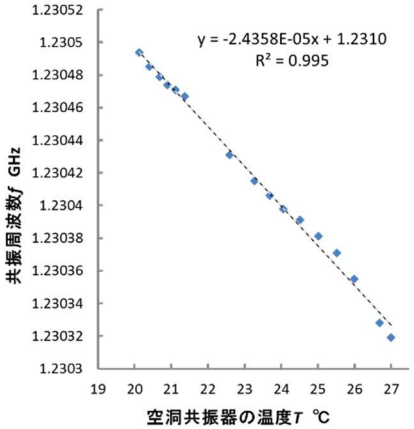



図１　温度による共振周波数$f$の変化

**参考文献**

[1] M.Hirayama *et al.*, Journal of Radiation Protection & Research, accepted (2016), Y.Izumi *et al.*, *ibid.*

Satoshi Sakashita[1] , Takeyoshi Sunagawa[2] , Makoto Hirayama[1] ,Yoichiro Matuo[1] , Yoshinobu Izumi[1]
[1]Research Institute of Nuclear Engineering. , [2]Fukui University of Technology.

# 新規メカニズムによる放射線医療用高感度ゲル線量計開発

The High-Sensitivity Gel Dosimeter Development for Medical by a New Mechanism

*青木 祐太郎[1]，グレン ハーヴェル[2]，佐倉 俊治[3]，砂川 武義[1]
[1]福井工業大学，[2]オンタリオ工科大学，[3]（株）NUCLEAR TECHNOLOGY

部分ケン化型ポリビニルアルコールのヨード反応による新規の水溶性ゲル状化学線量計（ゲル線量計）を開発した。本ゲル線量計は、X 線照射装置（日立社製,管電圧 150kV, 管電流 20mA, 線量率 2Gy/min）を用いた照射において、吸収線量 0.5 Gy～2Gy の領域で赤色に発色し、紫外可視分光光度計を用いた吸光度測定において、波長 490nm 付近に極大吸収を示した。吸収線量の増大に比例して吸光度が増加することを確認した。
**キーワード：**ゲル線量計，放射線医療，化学線量計，水溶性高分子ゲル，X 線

## 1. 緒言

近年、ガン治療について患者への負担が少ない放射線・粒子線治療が実用化され広く普及され、高齢社会である今日の日本においても関心は高い。放射線によるガン治療において、放射線の可視化は正確な線量分布の評価のために不可欠な技術である。可視化技術の中で、近年、ゲル状化学線量計（ゲル線量計）が注目を集め、研究開発が様々な研究機関で実施されている。本研究では、部分ケン化ポリビニルアルコール(PVA)水溶液とヨウ化カリウム(KI)を使用したによる PVA とヨウ素との赤の呈色反応[1]を利用した新規のゲル線量計を開発した。本ゲル線量計に対して照射装置を用いて X 線照射を行い、ゲルへの呈色の確認及び吸光度の測定を行い、本ゲルへの放射線感応性についての詳細を明らかにした。

## 2. 実験

X 線照射装置(日立社製 MBR-1520R-3)を用いて吸収線量 0.5Gy ずつ照射し、積算した吸収線量が 10Gy になるまで照射した。測定試料は、8wt%と 5wt%の KI を含むゲルを作製した。吸光度測定は紫外可視分光光度計(StellarNet 社製)を用い、波長 300nm-600nm の領域で測定を行った。

## 3. 結論

X 線照射によってゲルが赤に呈色することを確認した。Fig.1 に KI 8wt%と 5wt%の吸光度の吸収線量依存性の結果を示す。KI 8wt%、5wt%を含む試料は共に吸収線量の増加に依存して吸光度の増大が見られた。また、KI の添加量の増加により傾きが大きくなることから、本ゲル線量計の放射線に対する感度は、呈色の反応剤である KI 量に依存することが確認できた。本研究についての詳細は講演時に報告する。

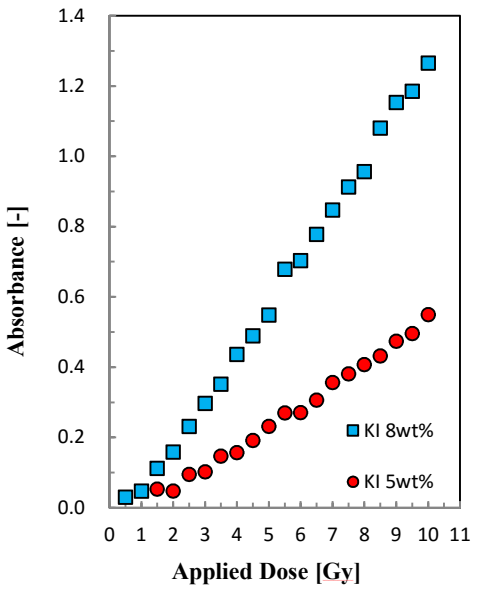



Fig. 1 X 線照射における吸光度測定結果

### 参考文献

[1] 林貞夫、中野千世子、本山卓彦「部分ケン化ポリビニルアルコールのヨード反応」高分子化学 第 20 巻 第 217 号 p.303-311 (1963)

*Yutaro Aoki[1], Glenn Harvel[2], Toshiharu Sakura[3] and Takeyoshi Sunagawa[1]
[1]Fukui Univesity of Technology., [2]University of Ontario Institute of Technology., [3]NUCLEA TECHNOLOGY Inc.

# コロジオン薄膜試料台を用いた全反射蛍光 X 線測定による排水中ウランの分析

Total reflection X-ray fluorescence analysis of uranium in drainage water using collodion film sample holder

*松山嗣史[1,2]，伊豆本幸恵[1]，酒井康弘[2]，吉井裕[1]
[1]量子科学技術研究開発機構，[2]東邦大学理学部

排水中のウラン濃度は法令で厳密に定められており、その基準を満たしているか否かを簡便に確かめる方法の開発が求められている。本研究では、コロジオン薄膜を試料台とする全反射蛍光X線分析法を用いて排水中のウランの放射能を迅速に算出する方法の開発を行った。

**キーワード：**全反射蛍光X線分析、ウラン、排水

## 1. 緒言

排水中の U の濃度は法令で定められているため、U を取り扱う施設では排水中の U 濃度がこの基準を満たしているか否かを日常的に点検している。これまでは α 線計測法を用いて放射能を測定してきたが、この方法では大量の排水（数 L 程度）を半日程度かけて濃縮した後に、数時間かけて α 線を測定するため、1 日で複数のサンプルを測定することが困難である。そこで、我々は排水中の U を迅速かつ簡便に測定する方法として試料溶液を 10 倍濃縮して全反射蛍光 X 線分析する手法を開発してきた。これまでの本方法での U の検出下限値 MDL (Minimum Detection Limit) は法令で定められる排水の濃度限界の 1/100 程度であった。しかし、一般に排水の処理施設では MDL が濃度限界の 1/100 を下回ることが担保されている手法を用いて排水の管理を行っているため、実用化するためにはさらに感度を向上させ、MDL を低減する必要がある。本研究では測定前に 15 倍に濃縮した試料を、散乱線の抑制が期待されるコロジオン薄膜試料台に滴下して全反射蛍光 X 線分析することで、法令排水基準の 1/100 未満の MDL を達成した。

## 2. 実験

酢酸 U を蒸留水で溶解することで、模擬 U 汚染溶液を作成した。簡易エバポレーターを用いて作成した模擬 U 汚染溶液を 15 倍に濃縮した。濃縮した模擬 U 汚染溶液をコロジオン薄膜試料台に 10 μL 滴下・乾燥させて全反射蛍光 X 線分析装置 200TX（アワーズテック社）で 3 分間測定した。

## 3. 結論

コロジオンは撥水性が高く、試料の乾燥残渣を検出器の窓面積より小さくすることができるため、試料から 2π 方向に放出される蛍光 X 線すべてを計測することが可能となった。測定された全反射蛍光 X 線スペクトルには模擬 U 汚染溶液に含まれる U のほかに、装置や検出器に含まれるタングステンや銀、空気中に 0.9%含まれるアルゴンのピークなどが観測された。バックグランド信号強度のばらつきの三倍に相当する信号を与える濃度として定義される MDL は 0.012 ppm (= μg/g)で、放射能に換算すると 0.15 mBq/cm$^3$ であった。この値は法令で定められる排水中の濃度限界である 20 mBq/cm$^3$［1］の 1/100 を十分に下回っている。このように、コロジオン薄膜試料台を用いた全反射蛍光 X 線分析は、排水中の U の迅速・簡便な濃度検査法として利用可能であることが示された。

**参考文献**

［1］アイソトープ法令集　2015 年版、日本アイソソープ協会、(2015)

*Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yukie Izumoto[1] , Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] ,
[1]QST, [2] Toho Univ.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 7, 2016 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [1K01-07] Thermal Hydraulics of Sodium-Cooled Fast Reactors

Chair: Tatsuya Matsumoto (Kyushu Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [1K01] Study on the Cooling Process of Decay Heat Removal System for Subassemblies of Sodium-cooled Fast Reactor

*Ayako Ono[1], Takamitsu Onojima[1], Norihiro Doda[1], Yasuhiro Miyake[2], Hideki Kamide[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.NDD corporation)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [1K02] Evaluation of the three-dimensional natural circulation heat removal characteristics in sodium-cooled fast reactor

*Junji Endo[1], Kazuhiro Oyama[1], Osamu Watanabe[1], Norihiro Doda[2] (1.Mitsubishi FBR Systems, 2.Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

### [1K03] Study on High Cycle Thermal Fatigue at a Bottom of UIS in a Sodium-cooled Fast Reactor

Influence of Flow Collector of Backup CR Guide Tube

*Jun Kobayashi[1], Toshiki Ezure[1], Masaaki Tanaka[1], Hideki Kamide[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

### [1K04] Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor

(9th Report) Development of Cavitation Evaluation Method with Vortex Modeling

*Kei Ito[1], Toshiki Ezure[1], Masaaki Tanaka[1] (1.JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

### [1K05] Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor

(10)Application of Sub-Surface Vortex Evaluation Method to Intake of Primary Cold-Leg Pipe

*Hiroyuki Hagiwara[1], Satoshi Hayakawa[1], Toshiki Ezure[2], Kei Ito[2], Hiroyuki Ohshima[2] (1.Mitsubishi FBR Systems, 2.Japan Atomic Energy Agency)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

### [1K06] Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor

(1)Experimental study on Sodium-water Reaction Simulated the Vertical Tube Bundle in Steam Generator

*Ryota Umeda[1], Kazuhito Shimoyama[1], Akikazu Kurihara[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

### [1K07] Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor

(2)Evaluation of Target-wastage Based on the Local Wastage Environment around the Tube

*Akikazu Kurihara[1], Ryota Umeda[1], Kazuhito Shimoyama[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 崩壊熱除去系による集合体冷却過程に関する研究

Study on the Cooling Process of Decay Heat Removal System for Subassemblies of Sodium-cooled Fast Reactor

*小野　綾子[1]，小野島　貴光[1]，三宅 康洋[2]，堂田　哲広[1]，上出　英樹[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]エヌ・デー・デー

流量低下した集合体をループ型高速冷却炉の崩壊熱除去系である DRACS で冷却する場合において、集合体の冷却過程における熱流動的な特徴についてナトリウムを用いた要素試験データから言及した。

**キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント、炉内冷却、ナトリウム試験**

**1. 緒言**　ナトリウム冷却高速炉の安全性強化の観点から、シビアアクシデントにおける炉心溶融後の崩壊熱除去性能の評価及びその冷却過程の熱流動特性を明らかにすることが重要である。本研究では、その要素試験として７本の模擬集合体を有するナトリウム試験装置（PLANDTL）を用い、一部の集合体に溶融燃料による流路閉塞を仮定した極度な流量低下を与え、集合体内および集合体間ギャップ部の温度計測結果から、ループ型高速冷却炉において炉容器上部プレナム内に冷却器を設置する直接炉心冷却系（DRACS）による冷却過程の炉心部熱流動特性を調べた。

**2. 実験**　PLANDTL の模擬炉心部は、図 1 に示すように 7 体の模擬集合体から構成されている。模擬炉心部は、中心集合体、周辺集合体(a)～(c)、(d)～(f)の 3 領域に分割され、それぞれ個別の入口配管に接続されている。3 本の配管にはそれぞれ流量調節バルブが設置されており、集合体への流入流量を調節することができる。DHX(DRACS Heat Exchanger)は炉容器内に設置される熱交換器であり、起動時には 1 次側のナトリウムは熱交換器で冷却され自然循環にて DHX 筒の下部から流出する。よって、低温ナトリウムが集合体上端側に供給されることとなる。試験では、DHX により 7 集合体を冷却する状態から中心集合体のバルブを閉止させ集合体への下部からの流入を停止した。集合体の総発熱量(7 体)は閉止前後で変化は与えず 130kW とした。

**3. 結果・考察**　図 2 における中心集合体、周辺集合体(b)、その２つの集合体のギャップ部の閉塞前後における集合体内の軸方向温度分布の比較を示す。バルブ閉止前の集合体内温度は、ギャップ部に潜り込んだ DHX からの低温流体により、各集合体がラッパ管を介して冷却されるため発熱部上端より上部でナトリウム温度が低下する傾向がある。バルブ閉止後は、中心集合体の発熱部の温度は上昇する一方で、発熱部上端より上では更なる温度低下が起こる。これは、集合体下部が閉止されることで、浮力による上昇した高温流体のかわりに、集合体上部に存在する DHX からの低温流体が集合体内部に強く引き込まれることを示唆している。また発熱部近傍で中心集合体と周辺集合体の温度差が大きくなり中心集合体から周辺集合体への径方向の熱移行も示唆される。以上に示すような伝熱特性により、流量が極端に低下した中心集合体の最高温度は 500℃以下に保たれる結果になったと考えられる。

**4. 結言**　DRACS の冷却の場合、集合体内の流量が失われるような事象において、低温流体の集合体内への潜り込みや周辺集合体への熱移行により、集合体内温度の極端な上昇が避けられる可能性が示された。

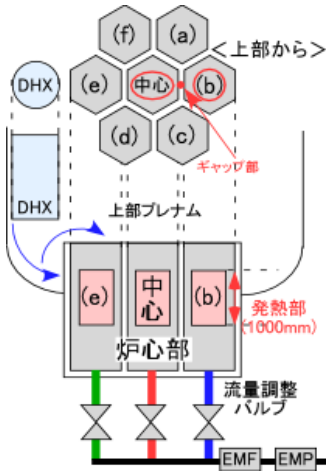



図 1　炉心部と上部プレナム（PLANDTL）

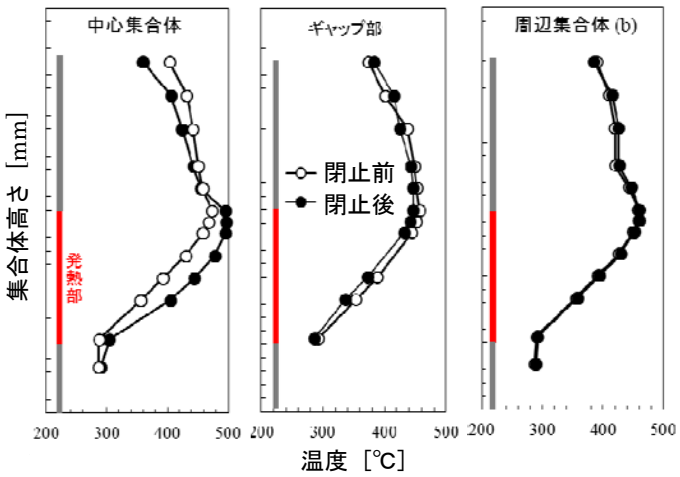



図 2　閉止前後における集合体内の軸方向温度分布（Case-N1D）

*Ayako Ono[1], Takamitsu Onojima[1], Yasuhiro Miyake[2], Norihiro Doda[1], Hideki Kamide[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NDD Corporation

# ナトリウム冷却高速炉における 3 次元自然循環除熱特性評価

Evaluation of the three-dimensional natural circulation heat removal characteristics in sodium-cooled fast reactor

*遠藤 淳二[1]，大山 一弘[1]，渡辺 収[1]，堂田 哲広[2]
[1] 三菱 FBR システムズ，[2] 日本原子力研究開発機構

次世代ナトリウム冷却高速炉を対象に 3 次元自然循環評価手法[1]による予測解析を実施し、自然循環除熱特性を把握した。

**キーワード：高速炉，自然循環除熱、3 次元熱流動解析**

**1. 緒　言** MEXT 公募研究*1 で構築及び検証した 3 次元自然循環評価手法[1]を次世代高速炉に適用して代表的な原子炉トリップ事象の過渡解析を実施し、原子炉容器や 1 次冷却系各部で生じる温度成層化や自然対流現象が、一巡の自然循環流量や炉心冷却に与える影響を評価した。

(*1)原子力システム研究開発事業　崩壊熱除去系に対する自然循環除熱評価手法の開発（H22 年～H25 年）

**2. 解析モデル** 炉心を含む 1 次系から崩壊熱除去系空気冷却器までの 3 次元解析モデルを商用コード STAR-CD を用いて作成した。原子炉トリップ後の 1 次系ポンプのフローコーストダウン及び浮力による燃料集合体間流量再配分が模擬できるように、ポンプ特性モデル及び燃料ピンバンドル部の圧力損失特性[2]をユーザ定義関数として組込んだ。

**3. 解析結果** 外部電源喪失事象における 1 次系配管内流量の時間変化を図 1 に示す。各ループに 2 本ある CL 配管では、約 400 秒と約 2400 秒の時点で片側配管（1 本）が逆流している。この逆流は、CL 配管の上流側にある中間熱交換器内部流路の冷却材温度が揺らぐため、2 本の配管の入口温度に差異が生じることに起因する。この現象は、MEXT 公募研究*1 での 1/10 縮尺水流動試験とその検証解析で確認されている。各ループの流量は、炉心冷却が中間熱交換器から崩壊熱除去系へ切替わる 1200 秒～1800 秒付近で一時的に低下するが、過渡を通じて安定した流量が確保され、炉心温度が過度に上昇することはなかった。自然循環移行後の温度分布（3600 秒後）を図 2 に示す。

**4. まとめ** 自然循環除熱移行過程では CL 配管に偏流がみられたものの、炉心流量は確保され、崩壊熱除去系冷却起動後は安定した自然循環除熱へ移行することを確認した。今後は、ループ間非対称事象等の原子炉トリップ事象について同様の評価を進めて行きたいと考えている。

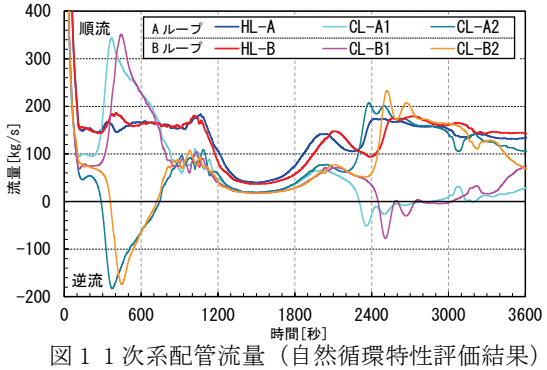



図 1　1 次系配管流量（自然循環特性評価結果）

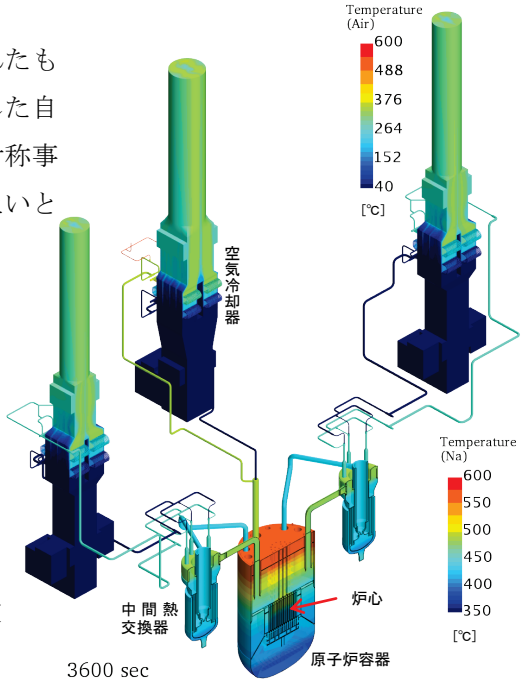



図 2　自然循環除熱時温度分布

**謝辞** 本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

**参考文献** [1] 渡辺他, J. Nucl. Sci. Technol.,52, 2015
[2] S. K. Cheng et al., Nuclear Engineering and Design 92 227-251 1986

*Junji ENDO[1], Kazuhiro OYAMA[1], Osamu WATANABE[1] and Norihiro DODA[2]
[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Japan Atomic Energy Agency

# ナトリウム冷却高速炉の UIS 下部における高サイクル熱疲労に関する研究
# 後備系制御棒案内管のフローコレクタの影響

Study on High Cycle Thermal Fatigue at a Bottom of UIS in a Sodium-cooled Fast Reactor
Influence of Flow Collector of Backup CR Guide Tube

*小林順，江連俊樹，田中正暁，上出英樹
原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の後備炉停止系制御棒案内管には、自己作動型炉停止機構を確実に動作させるためにフローコレクタと呼ばれる流れの案内構造が設置されている。このフローコレクタが後備炉停止系周辺の UIS 下部の温度変動特性に与える影響を把握するため水流動試験を実施した。その結果、有意な温度変動が生じることはないことを確認した。

**キーワード**：ナトリウム冷却高速炉，UIS，高サイクル熱疲労，サーマルストライピング，フローコレクタ

**1. 緒言**　ナトリウム冷却高速炉の切込み付きコラム型上部機構（UIS）の下部において、低温流体と高温流体との温度差で生じる温度変動が UIS 下部構造に高サイクル熱疲労を与える可能性がある。切込みを含む UIS 下部の流れが従来の炉と大きく異なるため、実機の上部プレナムを 1/3 スケール 60°セクタでモデル化した水流動試験を実施し、炉心計装取付板（CIP）と炉心燃料集合体ハンドリングヘッド(H.H.)間の距離を拡大することにより高い温度変動緩和効果が得られることを既に確認している[1]。図 1 に示すように、ナトリウム冷却高速炉の後備炉停止系制御棒案内管には、自己作動型炉停止機構（SASS）を確実に動作させるためにフローコレクタと呼ばれる流れの案内構造が設置されている。このフローコレクタが後備炉停止系周辺の UIS 下部の温度変動特性に与える影響を把握するため水流動試験を実施した。本報告では、フローコレクタの設置によって温度変動緩和効果が受ける影響を確認した結果について報告する。

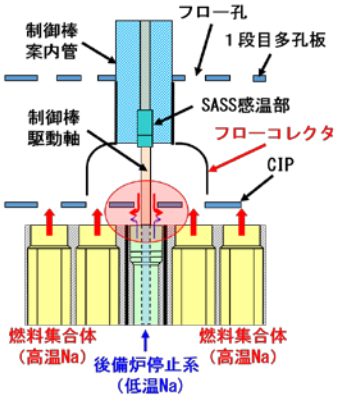



図 1　UIS 下部構造図

**2. 試験体系および試験条件**　図 1 に示す CIP と炉心燃料集合体 H.H. 部との距離を実機換算で 150 ㎜とした体系[1]において、フローコレクタを取り付けた場合と取り外した場合での温度計測を行った。試験条件は、高低温流体の温度差に基づく浮力の影響を考慮し、実機と Ri 数を一致させた。炉心燃料集合体 H.H. 部流速は実機の約 1/3.5、Re 数で約 70,000 である。温度分布計測は熱電対ツリーを用いて、CIP の下側 1 ㎜を計測した。

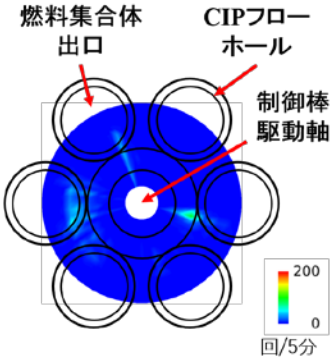



図 2　0.3 以上の振幅となる頻度分布（フローコレクタ無）

**3. 試験結果**　構造物の熱疲労評価を行う上で、温度変動振幅とその頻度が判断指標として有用である[2]ことから、温度変動の時系列波形を分解（レインフロー法）して得られる個々の波の振幅毎の頻度を評価した。フローコレクタを設置しない状態での測定結果を図 2 に、フローコレクタを設置した状態での測定結果を図 3 にそれぞれ示す。振幅は燃料集合体温度と後備炉停止系チャンネル温度の差で規格化した。フローコレクタを取り付けても温度変動幅が大きく変わることはなく、フローコレクタの影響は僅少であることが確認できた。

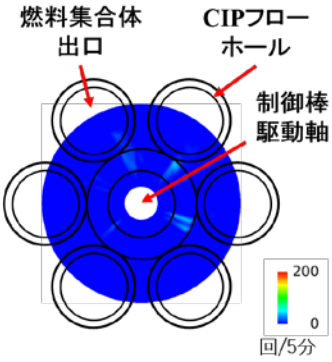



図 3　0.3 以上の振幅となる頻度分布（フローコレクタ有）

**4. 結言**　ナトリウム冷却高速炉のコラム型 UIS の制御棒案内管に取り付けられるフローコレクタが温度変動緩和方策に与える影響を確認するために、1/3 スケール 60°セクタモデル水流動試験装置を用いた試験を実施した。その結果、後備炉停止系制御棒案内管へのフローコレクタ設置によって、有意な温度変動が生じることはないことが確認できた。

**参考文献**

[1] 小林他、日本原子力学会「2014 年秋の大会」K05
[2] 小林他、ICONE23、ICONE23-1577(2015)

Jun Kobayashi, Toshiki Ezure, Masaaki Tanaka and Hideki Kamide
Japan Atomic Energy Agency

# ナトリウム冷却高速炉ホットレグ配管入口部における液中渦キャビテーションに関する研究
## （第 9 報）渦モデルに基づく液中渦キャビテーション評価手法開発の概要

Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor
(9th report1) Development of Cavitation Evaluation Method with Vortex Modeling

*伊藤　啓[1]，江連　俊樹[1]，田中　正暁[1]
[1]原子力機構

液中渦キャビテーション発生評価手法構築に関連し，Burgers モデルに基づく渦中心減圧量評価式の適用性検討を実施している．本研究では，評価手法の妥当性確認と渦モデルの改良について報告する．
**キーワード：**液中渦，キャビテーション，Burgers モデル，ナトリウム冷却高速炉

### 1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の冷却系統内において，配管入口部にキャビテーションを伴う液中渦が形成される可能性がある．液中渦キャビテーションによって配管の振動や騒音が発生することが懸念されるため，キャビテーションを伴うような強い渦の発生を予測し，設計において適切な対策を講じることが重要である．ただし，渦流れは極めて局所的な現象であるため，その発生と強度を設計図面等から予測することは困難である．このため，著者らは，数値解析に基づき液中渦キャビテーション発生を評価する手法の開発と検証を実施している[1]．本研究では，液中渦キャビテーション評価手法開発の概要と最近の開発項目について紹介する．

### 2. 液中渦キャビテーション評価手法の概要

著者らが実施している液中渦キャビテーション評価においては，まず，比較的粗い解析格子を用いた数値解析を実施し，次に，得られた流れ場に対して渦モデルを適用することで渦の抽出と評価パラメータ（循環・軸方向流速勾配等）の計算を行う．その後，評価パラメータに基づいて渦中心における減圧量を計算し，キャビテーション発生の評価を行う．渦モデルとしては Burgers モデルを採用し，乱れによる渦強度（減圧量）の抑制効果を考慮したモデルを導入している．また，液中渦キャビテーションの発泡点は壁面上であることを勘案し，壁面近傍の減圧量に基づいてキャビテーション発生評価を行っている．

### 3. 渦モデルの改良

Burgers モデルは層流渦を対象としたモデルであり，実際に発生する渦流れを完全に模擬することはできない．特に，強い渦流れに対して適用すると，減圧量を過大評価する傾向がある．このため，著者らは Burgers モデルの改良を進めており，オリジナルのモデル中で考慮されていない表面張力の効果や乱れによる効果のモデル化を行うことで，実際の渦流れに対する模擬性を向上させることに成功している[2]．特に，乱流渦粘性係数を導入することで乱れによる効果をモデル化し，強い液中渦に対しても適正な減圧量評価が行えることを確認している．ここで，乱流渦粘性係数$\nu_t$は以下の式で表す．

$$\nu_t = \kappa_2 \left| \Gamma_\infty \right| \qquad (1)$$

ただし，$\Gamma$は渦の循環である．また，$\kappa_2$は定数であり，基礎的な液中渦試験や実機体系を模擬した縮尺試験を対象とした評価結果に基づき，$5.0\times10^{-5}$~$1.0\times10^{-4}$程度の値を推奨している[3]．

**参考文献**

[1] Karman, T.V., Journal of Applied Mathematics and Mechanics, 1921.
[2] Ito. K. et al., Journal of Power and Energy System, 2012.
[3] 江連他，原子力学会 2016 年春の年会

*Kei Ito[1], Toshiki Ezure[1], Masaaki Tanaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# ナトリウム冷却高速炉ホットレグ配管入口部における液中渦キャビテーションに関する研究
## ー(第 10 報) 液中渦評価手法の 1 次系コールドレグ配管入口ノズル部への適用ー

Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor
- Application of Sub-Surface Vortex Evaluation Method to Intake of Primary Cold-Leg Pipe -

*萩原 裕之[1]，早川 教[1]，江連 俊樹[2]，伊藤 啓[2]，大島 宏之[2]
[1]三菱 FBR システムズ，[2]日本原子力研究開発機構

渦モデルを用いた液中渦評価手法に使用するモデル定数を検討し、次世代ナトリウム冷却高速炉の 1 次系コールドレグ配管入口部を対象とする液中渦評価を行った。その結果、キャビテーション対策を施すことで液中渦キャビテーションが発生しないとの見通しを得た。

**キーワード**：液中渦，キャビテーション，ナトリウム冷却高速炉

### 1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉の 1 次系コールドレグ（CL）配管入口部では、液中渦キャビテーションの発生が懸念されている。関連して、報告者らは、流動解析で得られる循環及び渦線方向流速勾配を基に渦モデルを用いて液中渦キャビテーションの発生の有無を評価する液中渦評価手法[1]を開発している。本研究では、CL 配管入口部の縮尺試験解析を予備的に実施し、圧力低下量評価に使用するモデル定数を検討した。その上で、次世代ナトリウム冷却高速炉の CL 配管入口部を対象として、液中渦キャビテーションの発生の有無を評価した。

### 2. CL 配管入口部における液中渦評価

液中渦評価手法の圧力低下量の計算には、モデル定数を含む渦粘性係数が使用される。このモデル定数については、次世代ナトリウム冷却高速炉の CL 配管入口部と形状相似な 1/4.5 縮尺水試験を対象とした 3 次元流動解析により検討を行った。

次に、次世代ナトリウム冷却高速炉の CL 配管入口部におけるレファレンス構造（対策なし）及び配管入口を多孔板で囲んだ対策構造を対象とした 3 次元流動解析を実施した。対策構造を入れた場合には多孔板により配管入口部の旋回流が弱まっていることが分かる（図 1）。上記の水試験解析による検討に基づき、この流動解析結果に液中渦評価手法を適用し、圧力低下量を評価した。その結果、液中渦による圧力低下量を加味した当該位置での静圧ー飽和蒸気圧が負となるときを液中渦キャビテーションの発生条件とすると、レファレンス構造では静圧ー飽和蒸気圧が負となり、液中渦キャビテーション発生の可能性があるとの評価となった。一方で、対策構造を施した場合には、静圧ー飽和蒸気圧が正となり、液中渦キャビテーションは発生しないとの評価となった（表 1）。

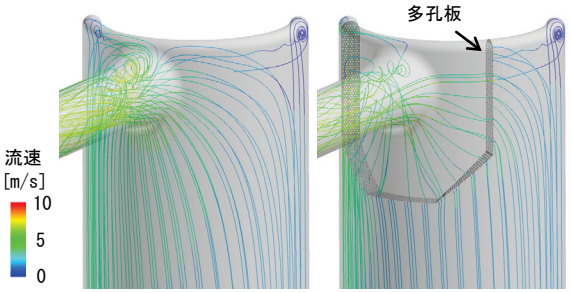


図 1 次世代ナトリウム冷却高速炉に対する解析結果

表 1 圧力低下量の評価結果

| | | レファレンス | 対策構造 |
|---|---|---|---|
| 循環 | [$m^2$/s] | 3.17 | 1.83 |
| 渦線方向流速勾配 | [1/s] | 3.89 | 4.00 |
| 圧力低下量 | [MPa] | 0.926 | 0.549 |
| 静圧ー飽和蒸気圧 | [MPa] | -0.105 | 0.272 |

### 3. 結論

渦モデルを用いた液中渦評価手法について、縮尺水試験解析によりモデル定数を検討するとともに、次世代ナトリウム冷却高速炉の 1 次系 CL 配管入口部を対象とした液中渦キャビテーション評価を実施した。その結果、レファレンス構造では液中渦キャビテーションが発生する可能性があるが、対策を施した体系では、液中渦キャビテーションは発生しないとの見通しが得られた。

**謝辞** 本報告は経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

**参考文献** [1] 伊藤、他、「渦モデルによるガス巻込み・液中渦評価手法の研究」、JAEA-Research 2013-007、日本原子力研究開発機構、2013

*Hiroyuki Hagiwara[1], Satoshi Hayakawa[1], Toshiki Ezure[2], Kei Ito[2] and Hiroyuki Ohshima[2]
[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Japan Atomic Energy Agency

# 高速炉蒸気発生器伝熱管のターゲットウェステージ評価
# (1)垂直伝熱管群を模擬したナトリウム-水反応実験

Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor
(1) Experimental study on Sodium-water Reaction Simulated the Vertical Tube Bundle in Steam Generator

*梅田　良太[1]，下山　一仁[1]，栗原　成計[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高速炉蒸気発生器の合理的安全設計に資するため、垂直伝熱管群を模擬したナトリウムー水反応実験を行い、ターゲット管の周囲温度や損耗状態等の基礎データを取得した。

**キーワード：**高速炉、蒸気発生器、ナトリウム-水反応、ウェステージ

**1. 緒言**　高速炉蒸気発生器(SG)で伝熱管破損が生じると、ナトリウム(Na)ー水反応により高温かつ強アルカリの反応ジェットが形成され、健全な隣接伝熱管を損耗(ウェステージ)するため、二次 Na 冷却系統に影響範囲が拡大する可能性がある。局所的な損耗環境を考慮した新ウェステージ評価法 [1]の検証データとして活用するため、本報では、垂直伝熱管群を模擬した Naー水反応実験を実施し、ターゲット管の周囲温度や損耗状態等の基礎データを取得した。

**2. 実験**　SG を模擬した反応容器(RV)内部に、注水管 1 本とターゲット管(外径/肉厚：φ19mm/3.95mm、材質：9Cr-1Mo 鋼)14 本を正三角配列(管ピッチ 69mm)した垂直伝熱管群を設置した。初期温度 520℃の Na 中へ、平均圧力 18.4MPa、平均温度 527℃の過熱蒸気を、平均注水率 0.65kg/s で 30 秒間、最内層の注水管より水平外向きに噴出させた。実験後にターゲット管を水蒸気洗浄し、損耗形状を 3 次元計測した。

**3. 結果**　図 1(a)および(b)に貫通損耗したターゲット管および貫通損耗部近傍での Na 中温度等を示す。注水開始(0 秒)直後に Na 温度が急上昇し、800℃から 900℃の高温状態で推移している。注水後 30 秒で注水弁を閉じたが、注水管の残存水蒸気により反応が継続し、注水後 44.4 秒でターゲット管が貫通損耗し、管内圧力が急低下した。図 1(a)より、ウェステージによる貫通損耗位置は、注水レベル(図中 400mm の位置)の約 10mm 下側であることが確認できる。冶金学的分析より貫通損耗部では 800℃から 900℃の熱影響を受けていると推定され、この損耗伝熱管の平均ウェステージ率は 0.089 (=3.95/44.4) mm/s であった。

**4. 結論**　垂直伝熱管群を模擬した Naー水反応実験を実施し、ターゲット管の周囲温度や損耗状態等のウェステージ環境に係る基盤データを取得した。本報告はエネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として原子力機構が実施した成果を含む。

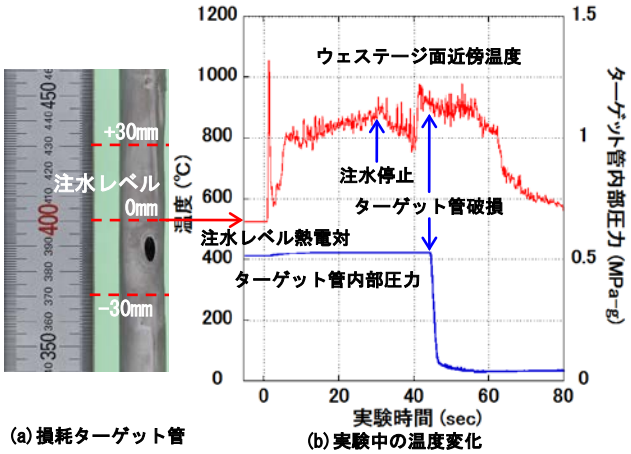


図 1　実験結果

**参考文献**

[1]栗原他、日本原子力学会 2015 年秋の大会、C19

*Ryota Umeda[1], Kazuhito Shimoyama[1] and Akikazu Kurihara[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

# 高速炉蒸気発生器伝熱管のターゲットウェステージ評価
# (2)局所的なウェステージ環境に基づくターゲットウェステージ評価

Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor
(2) Evaluation of Target-wastage based on the local wastage environment around the Tubes

*栗原 成計[1]，梅田 良太[1]，下山 一仁[1]
[1]日本原子力研究開発機構

垂直伝熱管群を有する高速炉蒸気発生器を模擬したナトリウムー水反応実験に対して、局所的なターゲットウェステージ環境を明らかにし、新ウェステージ評価法の適用性を定量評価した。

**キーワード：**ナトリウムー水反応、蒸気発生器、ナトリウム冷却高速炉、ターゲットウェステージ

**1. 緒言**　著者らは、ターゲットウェステージを、反応ジェットに随伴される周囲流体の液滴衝撃エロージョン(LDI)と、ナトリウム(Na)と水の高温生成物(水酸化ナトリウム(NaOH)、酸化ナトリウム($Na_2O$)等)による流れを伴う腐食(COCF)との重畳現象と考え、各々の分離効果実験に基づき、局所的なウェステージ環境に着眼した新ウェステージ評価法を提案した[1]。本報では、垂直伝熱管群 SG を模擬した Na－水反応実験で得られた各ターゲット管のウェステージ環境を分析し、新ウェステージ評価法の適用性を定量評価した。

**2. 考察**　図１および図２には、Na-水反応実験でのターゲット管配置(材質：9Cr-1Mo 鋼、赤数字：伝熱管番号)および各ターゲット管の最大ウェステージ率を示す。図１の破線部は、冶金学的に推定されたウェステージ面の高温熱影響域(800-900℃)であり、この領域でウェステージ率が高い(最大約 0.1mm/s)ことがわかる。図２には、新ウェステージ評価法に基づき推算した、NaOH 環境での COCF 速度(●)と COCF+LDI 速度(◆)をプロットした。反応域外部では LDI の影響は見られず、COCF 速度の推算値が実験値を良好に再現している。一方、反応域では LDI 効果が顕著であり、COCF+LDI 速度の推算値が実験値をやや過大評価している。

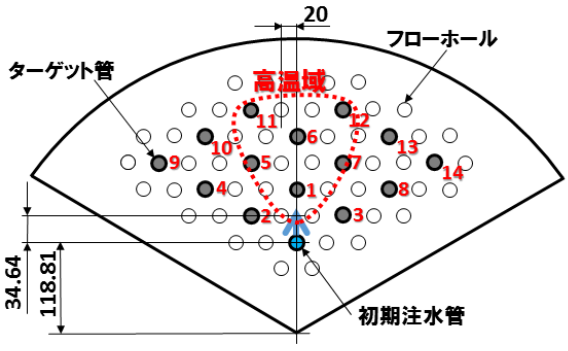


図１　ターゲット管配置

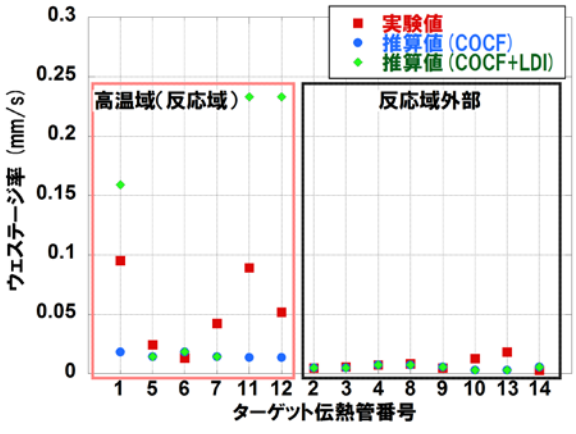


図２　ターゲットウェステージ率

**3. 結論**　各ターゲット管周囲のウェステージ環境データを用いて、新ウェステージ評価法による推算値が比較的良好に実験値を予測できることを確認した。今後、新評価法における LDI 効果の予測精度を高める必要がある。

本研究はエネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として原子力機構が実施した成果を含む。

**参考文献**

[1] 栗原ほか、日本原子力学会 2015 年秋の大会、C19

*Akikazu Kurihara[1], Ryota Umeda[1] and Kazuhito Shimoyama[1]
[1]Japan atomic Energy Agency

General Meeting

Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room K
Kumume City Plaza - Assembly Room 1

**[GM1K] 「熱流動部会」第47回全体会議**

[GM1K] General Meeting

General Meeting

# [GM1K] 「熱流動部会」第47回全体会議

Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

## [GM1K]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 4:35 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 5:45 AM - 7:35 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [1K08-14] Fuel Assembly Thermal Hydraulics

Chair: Yoichi Utanohara (INSS)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1K08] Thermal-hydraulic evaluation for fuel assembly design of next generation FBR in Japan
(1)Hydraulic evaluation of large bundle fuel assembly

*Satoshi Hayakawa[1], Kazuhiro Oyama[1], Takayuki Ozawa[2], Seiichiro Maeda[2], Hiroyuki Ohshima[2] (1.MFBR, 2.JAEA)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1K09] Thermal-hydraulic evaluation for fuel assembly design of next generation FBR in Japan
(2)Local temperature increase evaluation of fuel cladding tubes by a spacer wire

*Hironori Nakamura[1], Kazuhiro Oyama[1], Tomoaki Ogata[2], Takayuki Ozawa[3], Seiichiro Maeda[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1K10] Thermal-hydrauric evaluation of large bundle fuel assembly design of next generation FBR in Japan
(3)Numerical analysis for entrance nozzle of fuel assembly

*Osamu Watanabe[1], Satoshi Hayakawa[1], Iwao Ikarimoto[3], Hiroyuki Ohshima[2] (1.Mitsubishi FBR Systems, Inc., 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1K11] Natural Convection Heat Transfer from Vertical 5x5 Rod Bundles in Liquid Sodium

*Koichi Hata[1], Katsuya FUKUDA[1], Tohru MIZUUCHI[2] (1.Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University , 2.Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

---

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1K12] Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions
(6)Void-fraction distribution of salt-water pool-boiling in 5x5 bundle geometry

*Masahiro Furuya[1], Hiroki Takiguchi[1], Takahiro Arai[1], Kensetsu Shirakawa[1] (1.CRIEPI)

---

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1K13] Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions
(12)Influence of rod-pitch on void fraction distribution in rod bundle under high pressure conditions

*Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[1], Yuma Nagasawa[1], Takuji Nagayoshi[1], Takahiro Arai[2] (1.Hitachi-GE Nuclear Energy, 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)

---

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1K14] Thermal-hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions
(13)Void fraction measurement in 5×5 heated rod bundle at low flow rate and high pressure conditions using High-energy X-ray CT

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Yoshihisa Nishi[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

---

4:30 PM - 4:35 PM JST | 7:30 AM - 7:35 AM UTC

Time reserved for Chair

# 次世代高速炉の炉心構成要素設計に係る熱流動評価
# （1）大型バンドル燃料集合体内の流動挙動評価

Thermal-hydraulic Evaluation for Fuel Assembly Design of Next Generation FBR in Japan

(1) Hydraulic Evaluation of Large Bundle Fuel Assembly

*早川 教[1]，大山 一弘[1]，前田 誠一郎[2]，小澤 隆之[2]，大島 宏之[2]

[1]MFBR，[2]原子力機構

次世代高速炉の大型バンドル燃料集合体の流動挙動評価技術開発として、3本ピンバンドル水流動試験及び大型ピンバンドル体系を対象とした解析を商用CFDコードにより行った。

**キーワード：**次世代炉、ナトリウム冷却高速炉、燃料集合体、大型バンドル、CFD、周辺流れ効果係数

## 1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉の大型バンドル燃料集合体は太径ピン（φ10.4×255本）と細径ワイヤスペーサ（φ1.0、ピンピッチ/ピン径：約 1.1）で構成されている。このような大型バンドルに対して、燃料集合体設計で重要な周辺流れ効果係数を評価する必要が生じたため、ワイヤスペーサ周りの複雑な流れ場にも対応できる3次元流動解析を適用することにした。本研究では大型バンドル燃料集合体の流動挙動評価技術の開発を目的に、商用CFDコード（STAR-CCM+）を用い、①3本ピンバンドル水流動試験体系下で解析モデル（メッシュ分割、乱流モデル、等）の検討を行った後、②271本ピンバンドル（内部ダクト領域を燃料ピンに置換）体系の流動解析を行い、その適用性を評価した。

## 2. 3本ピンバンドル水流動試験解析

原子力機構では 3 本ピンバンドル水流動試験に基づいて燃料集合体内詳細解析コード SPIRAL の妥当性を確認している[1]。まず、SPIRALで行った3本ピンバンドル水流動試験解析結果を参照し、解析モデルを構築するためメッシュ分割方法（ポリヘドラルメッシュ、トリムメッシュ）、乱流モデル（Realizable k-ε、非線形2次k-ε、非線形3次k-ε）を組み合わせたパラメータ解析を行った。図1に示すトリムメッシュ分割でRealizable k-εモデルを用いた場合、流速分布がSPIRALに最も近く、周辺流れ効果係数が約0.5%の差で一致した。

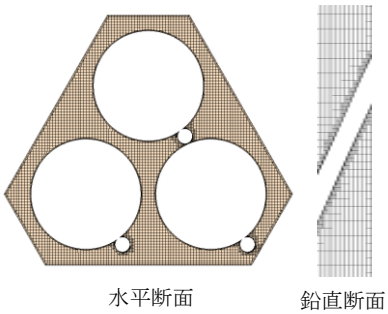



図1　3本ピンバンドル解析モデル

## 3. 271本ピンバンドル体系流動解析

3本ピンバンドル試験解析で構築した解析モデルを271本ピンバンドル体系に拡張し、大型体系への適用性確認を目的とする流動解析を行った。モデル化範囲をワイヤスペーサ巻付け1周期分とし、流入・流出部に周期境界条件を設定した。メッシュ数は約1億である。図2に示すように、高速炉燃料集合体内の特徴的な流れであるピンバンドル周辺部でのワイヤスペーサによるスワールフローが良く再現できている。燃料集合体設計において重要な指標である周辺流れ効果係数（周辺部とピンバンドル中心部の通過流量の比）は1.138であり、SPIRALによる同体系での解析評価結果と約0.5%の差で一致し、Cheng-Todreas[3]の圧力損失式から算出される1.123とは約2%の差で一致することが分かった。

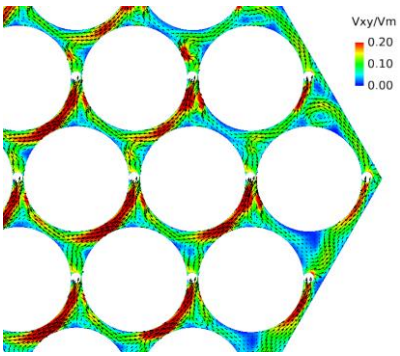



図2　271本ピンバンドル体系流速分布
（Vxy：面内流速、Vm：平均流速）

## 4. 結論

商用CFDコードを用い、燃料集合体体系に適用可能なメッシュ分割方法及び乱流モデルを検討し、大型燃料集合体内の流動解析評価を実施した。既往解析結果に基づく周辺流れ効果係数の比較及び圧力相関式との比較結果から，本検討で得られた解析モデルの妥当性を確認した。

**謝辞**　本報告は経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

**参考文献**

[1] M. Nishimura et al., ICONE20-POWER2012-54404, 2012

[2] H. Ohshima et al., ICCMSE 2015, AIP Conf. Proc. 1702, 040011, 2015

[3] S. K. Cheng et al., Nuclear engineering and design 92.2, 227-251, 1986

*Satoshi Hayakawa[1], Kazuhiro Oyama[1], Seiichiro Maeda[2], Takayuki Ozawa[2] and Hiroyuki Ohshima[2]

[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Japan Atomic Energy Agency

# 次世代高速炉の炉心構成要素設計に係る熱流動評価
# (2)ワイヤスペーサによる燃料被覆管局所温度上昇の評価

Thermal-hydraulic evaluation for fuel assembly design of next generation FBR in Japan

(2)Local temperature increase evaluation of fuel cladding tubes by a spacer wire

*中村 博紀[1]，大山 一弘[1]，緒方 智明[2]，前田 誠一郎[3]，小澤 隆之[3]

[1]MFBR，[2]三菱重工，[3]原子力機構

高速炉燃料集合体の燃料被覆管に螺旋状に巻きつけられたワイヤスペーサによる熱流動場への影響を詳細に評価できる 3 次元 CFD 解析モデルを検討し、ワイヤスペーサまわりの流動場及び被覆管内の局所温度上昇の 3 次元的挙動を評価した。

**キーワード：**次世代炉、熱流動、数値流体力学、ナトリウム冷却高速炉、工学的安全係数

## 1. 緒言

高速炉で一般的に採用されているワイヤスペーサ型の燃料集合体(図 1 )では、ワイヤスペーサと被覆管の接触部で熱伝達特性が悪化して被覆管内の温度が局所的に上昇する(ワイヤコンタクト効果)。ワイヤコンタクト効果を評価する際、2 次元体系ではワイヤと被覆管の接触位置が軸方向に変化しないため、軸方向の熱の逃げを考慮できず過度に保守的となる。少数本バンドルでは周辺サブチャンネルの影響が無視できず、多数本バンドルでは計算負荷の増加が課題になる。本研究では従来のメッシュ分割の考え方を見直し、少ないメッシュ分割数でワイヤスペーサの影響を考慮した多本数バンドル体系の被覆管温度分布を算出可能にした。

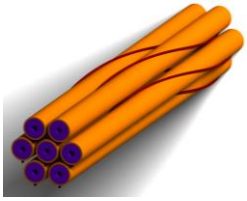


図 1　燃料ピンとワイヤスペーサの形状

## 2. 解析モデル

燃料ピンにワイヤが巻き付いた 1 本体系モデルを作成し、それらを囲む六角形の冷却材領域を作成した。ワイヤの移動に追従して六角形の各頂点の位置を水平方向に平行移動させながら軸方向に伸ばして領域を作成することで、各面への周期境界条件の設定を可能にし、燃料ピンが水平方向に無限配置された体系を模擬した(図 2)。本メッシュ分割により、数億メッシュ必要な解析が約 2,000 万メッシュで可能となった。

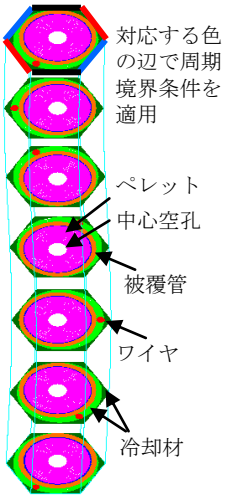



図 2　解析体系の概念図
(ワイヤ巻付けピッチ 1 巻分)

## 3. 解析手法、条件

商用 CFD コード(Fluent)を用い、乱流モデルは Realizable k-ε モデル、空間差分スキームは 2 次精度風上差分、壁面近傍には改良型壁関数(EWT)を適用した。入口境界条件として、内側炉心第 1 流量領域の集合体流量と実機寿命初期の軸方向出力分布に基づく炉心燃料下端から 850mm のホットチャンネル冷却材の流量/温度を一様に与えた。

## 4. 解析結果

被覆管最高温度を得た高さ位置での被覆管肉厚中心周方向温度分布を図 3 に示す。着目している燃料ピンのワイヤは約 75° の方向にあり、最高温度は当該ワイヤの近傍で発生した。グラフでは自身のワイヤ位置以外にも局所的な温度上昇がみられる。図 4 に示す被覆管温度分布の平面展開図より、この温度上昇は隣接する燃料ピンのワイヤが最高温度発生位置の上流で着目する被覆管に接近したことにより発生し、下流に伝播したことが原因であると分かる。

**謝辞**　本報告は経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

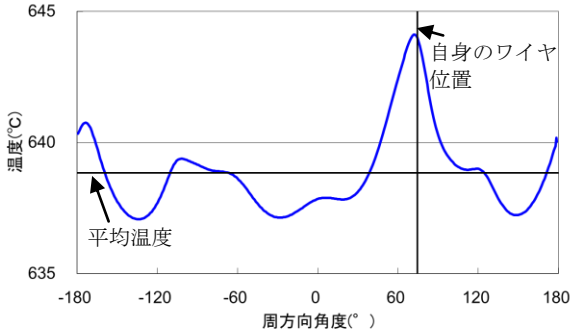



図 3　最高温度発生高さにおける被覆管肉厚中心周方向温度分布

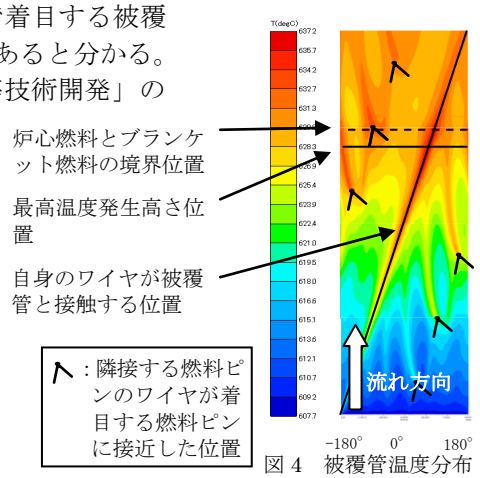



図 4　被覆管温度分布

*Hironori Nakamura[1], Kazuhiro Oyama[1], Tomoaki Ogata[2], Seiichiro Maeda[3] and Takayuki Ozawa[3]

[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Energy Agency

# 次世代高速炉の炉心構成要素設計に係る熱流動評価
# （3）炉心燃料集合体流量調節機構の数値解析

Thermal-hydraulic Evaluation for Fuel Assembly Design of Next Generation FBR in Japan

(3) Numerical Analysis for Entrance Nozzle of Fuel Assembly

*渡辺 収[1]，早川 教[1]，碇本 岩男[2]，大島 宏之[3]

[1]MFBR，[2]三菱重工，[3]原子力機構

CFD コードの炉心流量調節機構成立性評価への適用性を評価するために、もんじゅエントランスノズル単体試験を対象とした 3 次元流動解析を行い、実機設計への適用性を確認した。

**キーワード：**次世代炉、ナトリウム冷却高速炉、燃料集合体、流量調節機構

## 1. 緒言

次世代高速炉の炉心設計では、炉心流量配分領域が細分化されているため、入口プレナム内に林立する連結管の間隙部、炉心エントランスノズル部、集合体内流路での精度の良い圧力損失評価が求められている。これらの圧力損失評価に流体解析（CFD）コードが適用できれば、次世代高速炉の燃料集合体設計を効率的に進める上で極めて有用となる。その第一段階として、もんじゅエントランスノズル単体試験を対象とした 3 次元流動解析を行い、CFD コードの炉心流量調節機構成立性評価への適用性を評価した。

## 2. 圧力損失解析機能の確認

エントランスノズル試験解析に入る前に、商用 CFD コード（STAR-CCM+）の圧力損失解析機能を確認するため、単一オリフィス試験[1]を対象とした解析を実施した。乱流モデル（Realizable k-ε モデル、SST k-ω モデル、レイノルズストレスモデル、標準 k-ε モデル）、壁面境界条件（Log-law、Two Layer-All y+）等についてのパラメータ解析を行った結果、Realizable k-ε と Two Layer-All y+の組み合わせが試験結果の圧力損失係数に最も近く、約 7%以内の差で試験結果に一致することが分かった。

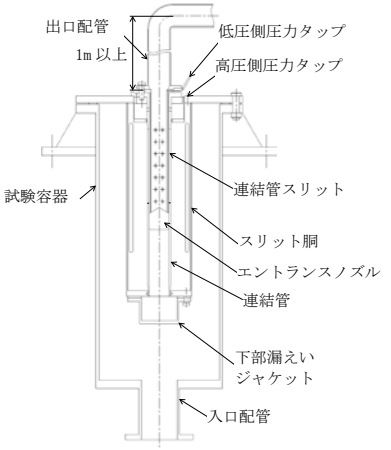



図 1　もんじゅエントランスノズル試験体系

## 3. エントランスノズル試験解析

もんじゅのエントランスノズル単体を模擬した水流動試験[2]（図 1）のオリフィス 7 段開孔と 2 段開孔（それぞれ最大及び最小流量配分領域用に相当）のケースを対象に、単一オリフィス試験解析で選定した乱流モデル、壁面境界条件等を適用し、粗メッシュ分割と詳細メッシュ分割による流動解析を行った。その結果、詳細メッシュ分割のケースで得られた圧力損失係数は約 3～4%の差で試験値に一致した。この中で、図 2 に示すオリフィス入口で生じる縮流現象を面取り部での流れの剥離を含め解析できるメッシュ解像度が必要であることが分かった。

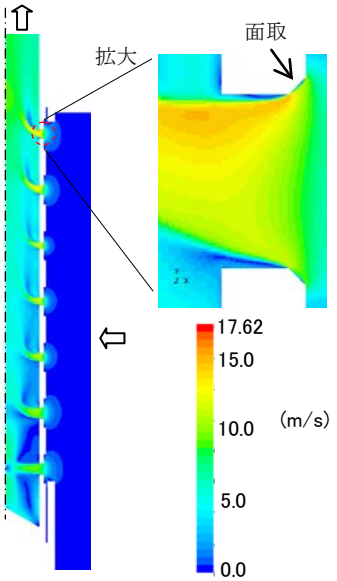



図 2　エントランスノズル試験解析結果（流速分布）

## 4. 結論

エントランスノズル試験解析により、炉心流量調節機構の設計に見込まれる不確かさの範囲内で CFD コードは試験の圧力損失係数を評価できた。これにより、本解析で採用した CFD コード及び解析条件（乱流モデル、壁面境界条件、メッシュ分割方法等）を設定した 3 次元流動解析が次世代高速炉の炉心流量調節機構成立性評価へ適用可能であるとの見通しが得られた。

**謝辞**　本報告は経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

**参考文献**

[1] 立花ほか，管オリフィスを通る流れと損失，福井大学工学部研究報告，1997
[2] 碇本ほか，流量調節機構単体確性試験，PNC TJ206 85-02，1985

*Osamu Watanabe[1], Satoshi Hayakawa[1], Iwao Ikarimoto[2], Hiroyuki Ohshima [3]

[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Energy Agency

# 液体金属ナトリウム中の垂直5×5本組円柱バンドル発熱体における自然対流熱伝達

Natural Convection Heat Transfer from Vertical 5×5 Rod Bundles in Liquid Sodium

*畑幸一[1]，福田勝哉[1]，水内亨[2]

[1]神戸大海事，[2]京都大エネ理工研

液体金属ナトリウム中の垂直単一発熱体、垂直 2、3、4 本組円柱バンドル発熱体における自然対流熱伝達を良く記述しうる理論モデルを用いた数値解析に基づき、垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の熱流動特性を数値解析し垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体における格子形状や寸法等のパラメータの影響を明らかにし、液体金属中の垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の自然対流熱伝達表示式を導出する。

**キーワード**：液体金属ナトリウム，垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体，正 3、4 角形配列，自然対流熱伝達

## 1. 緒言

液体金属ナトリウム熱交換器設計の基礎として、これまでに明らかにした垂直単一円柱発熱体による詳細な液体金属ナトリウム実験結果(1)、小規模水平円柱バンドル発熱体における自然対流熱伝達を良く記述しうる理論モデルを用いた数値解析(2)に基づき、正 3、4 角形配列(ETA, ESA) 垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の熱流動特性の数値解析を行い格子形状や寸法等のパラメータの影響を明らかにし、高温液体金属中の垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の一般的自然対流熱伝達表示式を導出した結果(3)について報告する。

## 2. 理論解析

理論解析体系正 4 角形配列垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の配置図を図 1 に示す。発熱体直径 $D$=7.6 mm、発熱部長さ $L$=200 mm、$S/D$=1.8～6 において、熱流束 $q$=1×10$^4$～7×10$^6$ W/m$^2$ の等熱流束条件で、非定常層流自然対流理論モデルを用いて理論解析を行った。$S$ は、垂直円柱バンドル発熱体配置の円形流路径を定義した。

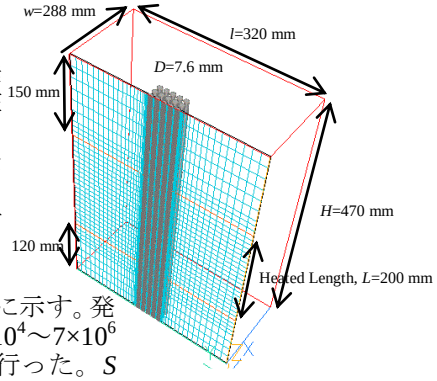



図 1

## 3.各発熱体の平均ヌッセルト数

正 4 角形配列垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体について、修正レーリー数 $(R_{f,L})_{ij}[=(Gr_L^*)_{ij}(Pr)_{ij}^2/\{4+9(Pr)_{ij}^{1/2}+10(Pr)_{ij}\}]$=3.52×10$^6$($q$=1×10$^6$ W/m$^2$)、$S/D$=2 の理論解析結果を図 2 の各発熱体の平均ヌッセルト数$(Nu_{av})_{ij}$を発熱体行数 $N_x$ の面上に発熱体列数 $N_y$ をパラメータとして示す。垂直単一発熱体の表示式から求まる値も比較して示す。各発熱体の$(Nu_{av})_{ij}$は 3 領域に分類される。$N_x$=1,5、$N_y$=1,5 の 4 本の発熱体の$(Nu_{av})_{ij}$が最大で垂直単一発熱体の $Nu_{av}$ 値より 25.94%低い。$N_x$=1,5 で $N_y$=2,3,4、$N_x$=2,3,4 で $N_y$=1,5 の 12 本の発熱体の$(Nu_{av})_{ij}$が中領域で $Nu_{av}$ 値より 45.34%低い。$N_x$=2,3,4 で $N_y$=2,3,4 の 9 本の発熱体の$(Nu_{av})_{ij}$が最小で $Nu_{av}$ 値より 69.04%低い。発熱体加熱長さ $z$=25, 95, 195 mm の $x$-$y$ 面の液温コンター図を図 3 に示す。垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体配置の中心 $N_x$=$N_y$=3 の発熱体周りの流路において、加熱長さが長く成る程液温が高く成る事が観察される。

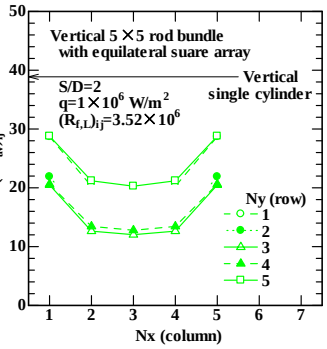



図 2

## 4. 垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の平均自然対流熱伝達表示式

$S/D$=1.8~6 の正 4 角形配列垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体について、$(R_{f,L})_{5\times5,S/D}$=3.08×10$^4$~ 4.19×10$^7$($q$=1×10$^4$~7×10$^6$ W/m$^2$)で理論解析を行い、バンドル発熱体の平均ヌッセルト数$(Nu_{av,B})_{5\times5,S/D}$を修正レーリー数$(R_{f,L})_{5\times5,S/D}$に対して図 4 の面上に示す。垂直単一円柱発熱体の理論解析結果 $Nu_{av}$ も黒実線で示す。垂直単一発熱体、各 $S/D$ におけるバンドル発熱体の理論解析結果 $(Nu_{av,B})_{5\times5,S/D}$ は $A\times(R_{f,L})_{5\times5,S/D}^m$ 式で表され、バンドル発熱体と単一発熱体の平均ヌッセルト数の比 $(Nu_{av,B})_{5\times5,S/D}/Nu_{av}$ は $C_1\times(R_{f,L})_{5\times5,S/D}^n$ 式で表される。係数 $C_1$ と指数 $n$ を $f(S/D)$式で近似し、$Nu_{av}$ に垂直単一円柱発熱体自然対流熱伝達表示式を代入すると垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の一般的自然対流熱伝達表示式が次の様に定まる(3)。

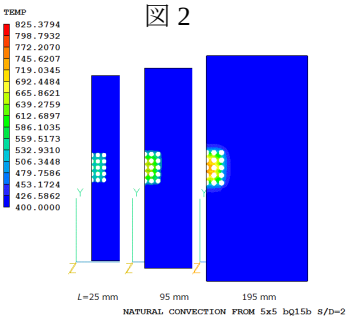



図 3

$$\left(Nu_{av,B}\right)_{5\times5,S/D}=C_1\times\left(R_{f,L}\right)_{5\times5,S/D}^{n}\times\left[\frac{1}{0.8}+\frac{C}{0.86\left(Ra_L^*\right)^{0.2}}\left(\frac{L}{D}\right)^{0.86}\right]\left(R_{f,L}\right)_{5\times5,S/D}^{0.2} \qquad (1)$$

$C_1$=0.00550×($S/D$)$^{2.52}$、$n$=0.263-0.0390×($S/D$)　for ETA

$C_1$=0.00394×($S/D$)$^{2.47}$、$n$=0.267-0.0341×($S/D$)　for ESA

この表示式(1)は、$(R_{f,L})_{5\times5,S/D}$=3.08×10$^4$~4.19×10$^7$ で $S/D$=1.8~6 の正 3、4 角形配列垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の理論解析結果を-12.64~7.73 %の誤差で表示する。

## 5. 結論

液体金属ナトリウム中の垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の自然対流熱伝達の理論解析を行い、垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の一般的自然対流熱伝達表示式を導出した。

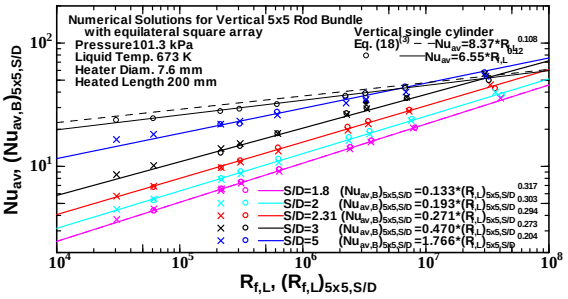



図 4

## 参考文献

[1] Hata, K., et al., *MEJ*, **1**, No. 1, pp. 1-12, 2014. [2] Hata, K., et al., *MEJ*, **3**, No. 3, pp. 1-12, 2016.
[3] Hata, K., et al., Paper No. ICONE24-60180, pp. 1-12, 2016.

*Koichi Hata[1], Katsuya Fukuda[1] and Tohru Mizuuchi[2]
[1]GSMS, Kobe Univ., [2]IAE, Kyoto Univ.

# 軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験
# (6) 5×5 バンドル流路内での塩水プール沸騰時のボイド率分布

Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions

(6) Void-fraction distribution of salt-water pool-boiling in 5x5 bundle geometry

*古谷 正裕[1]　滝口 広樹[1]　新井 崇洋[1]　白川 健悦[1]

[1]一般財団法人 電力中央研究所

BWR5×5 部分模擬燃料バンドル流路内で海水及び海水とホウ酸水の混合液のプール沸騰試験を液位と熱流束をパラメータに行った。三次元 X 線 CT 撮影によりボイド率と析出塩量との相間を把握した。

**キーワード**：プール沸騰, 海水, ホウ酸水, BWR 燃料, 5×5 バンドル, X 線 CT

**1. 緒言**　軽水炉の最終冷却源である炉心への海水注水源として、中性子吸収材であるホウ酸水を添加するアクシデントマネジメント(AM)策において、流路閉塞や伝熱劣化の影響を把握することは重要である。前報までに BWR の炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータに、人工濃縮海水（第 3 報）又は人工海水とホウ酸水との混合溶液（第 4 報）を注入して沸騰濃縮試験を行い、X 線 CT 撮影により析出塩の三次元分布を取得し、スペーサ狭隘部や流動沸騰が塩析出に与える影響を把握した。第 5 報では析出量を系統的に予測するための解析手法を報告した。本報では解析の妥当性確認に必要とされる塩水プール沸騰時のボイド率分布を報告する。

**2. 実験装置及び方法**　矩形チャンネルボックス内に BWR の炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータを挿入した。ヒータの有効発熱長は 530 mm である。高さ 30 mm の丸セルスペーサを有効発熱部中心高さに挿入した。人工海水は海水濃度の 2.5 倍の濃縮溶液とした。ホウ酸塩は、五ホウ酸ナトリウム十水和物を用いた。混合液は、人工海塩重量の半分を五ホウ酸ナトリウムにしてイオン交換水に溶解した。プール沸騰時のバンドル試験体の周囲をターンテーブル上の 3 MV 線形加速器と X 線検出器を回転させながら撮影し、CT 再構成によりボイド率を得た。試験パラメータはそれぞれの溶液に対して熱流束 3 水準及びコラプスト水位 3 水準とした。

**3. 実験結果及び考察**　Fig. 1 に試験後の X 線 CT 撮影像を示す。Fig. 1(a), (b), (c)は濃縮海水プール沸騰試験において、コラプスト液位を発熱部上端(TAF)から鉛直下方 200 mm とし、熱流束をそれぞれ 3, 6, 9 kW/m$^2$ とした場合である。水平断面の画像解析によりヒータ及びチャンネルボックスを灰色で、チャンネルボックス外部を黒色で示した。海水単相を青色で、蒸気単相を黄色で示し、気液混合状態はボイド率に応じた中間色で示した。Fig. 1(a)の 3 kW/m$^2$ では TAF - 100 mm より上部では乾燥した状態である。Fig. 1(b),(c)に示す熱流束が 6, 9 kW/m$^2$ と増大するに伴い、沸騰液はさらに上部まで到達している。また沸騰開始位置も下方に移行して沸騰長さが長くなる。

スペーサ下流（上方）では気泡が流路中央に集中しているが、スペーサ上流では水平断面内でボイドが均一に分散している。可視観察ではスペーサ上流で一部の気泡はスペーサを通過せずに対流しており、この攪拌がボイド拡散を促進し分布を均一にしていると考えられる。第 3, 4 報の結果において、スペーサ部下流では中央部の析出が多く、スペーサ上流では均一に分布した要因は、スペーサでのボイド分散効果であると考えられる。

**4. 結論**　BWR 炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータを用いて塩水沸騰濃縮試験を行った。X 線 CT 設備を用いてボイド率を推定した結果、スペーサ上流側ではボイドが均一に分散する結果が得られた。海水塩の析出（スペーサ下流側では中央部で析出が多く、上流側では均一に分布する）結果とボイド率分布は相関が高い。これはスペーサでのボイド分散効果が要因と考えられる。

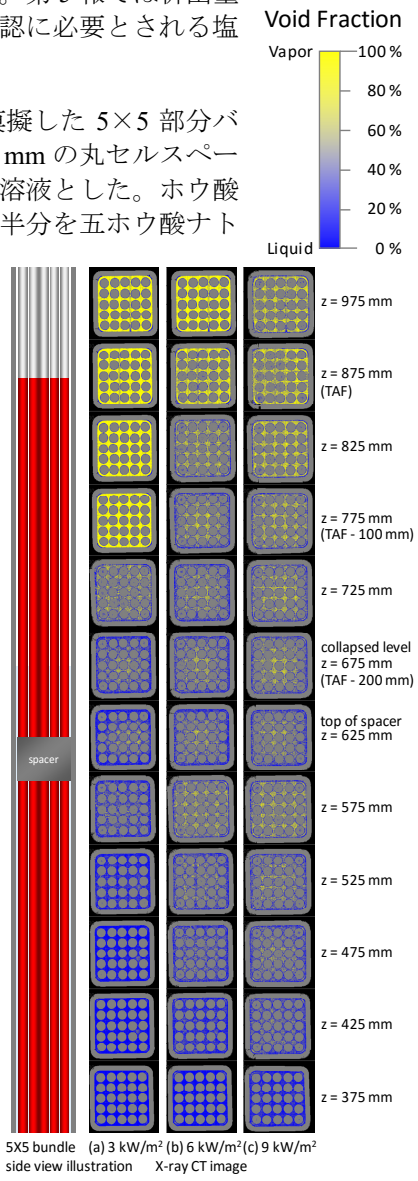



Fig. 1 Void Fraction Distribution during Pool Boiling of Seawater

*Masahiro Furuya[1], Hiroki Takiguchi[1], Takahiro Arai[1] and Kenetsu Shirakawa[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

本試験は平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（海水及びホウ酸注入影響評価試験）事業の一部として行ったものである。

# 燃料露出過程の炉内流動評価
# （12）高圧条件下における部分模擬燃料集合体内ボイド率分布に対する模擬燃料棒間隔の影響

Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

(12) Influence of rod-pitch on void fraction distribution in rod bundle under high pressure conditions

*上遠野 健一[1]，藤本 清志[1]，青山 吾朗[1]，長澤 雄真[1]，永吉 拓至[1]，新井 崇洋[2]

[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[2]電力中央研究所

3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いて，模擬燃料棒間隔が異なる 2 種類の 5×5 模擬燃料集合体内のボイド率分布を測定し，高圧・低流量条件におけるボイド率特性を明らかにした。

**キーワード**：ボイド率，3 次元時間平均 X 線 CT システム，燃料集合体，多目的蒸気源試験装置 HUSTLE

**1. 緒言**　燃料露出過程の炉内二相水位評価精度向上を目的とし，広範囲の圧力条件における非加熱・5×5 模擬燃料集合体内蒸気体積割合（ボイド率）を，3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いて測定している [1]。本研究では，水力等価直径がボイド率分布へ及ぼす影響を評価するために，BWR 運転圧力条件を含む 5.0～7.5 MPa の圧力条件で，炉内水位が低下し燃料が露出する過程で想定される流動条件を包含する低流量条件において，模擬燃料棒間隔が異なる 2 種類の 5×5 模擬燃料集合体内のボイド率分布を測定・比較した。

**2. 試験**　多目的蒸気源試験装置 HUSTLE から蒸気及び水を個別に取り出し，模擬燃料集合体の入口に設けた模擬タイプレートを通して蒸気－水二相流を試験体へと供給した。本研究で用いた 2 種類の模擬燃料集合体の形状を表 1 に示す。ボイド率の計測には差圧計及び 3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いた。試験は 5.0 MPa，7.0 MPa（BWR の通常運転圧力相当），及び 7.5 MPa の圧力条件で実施し，全質量流束を 500 kg/m$^2$/s 以下とした。

表 1　5×5 模擬燃料集合体形状

| 試験体 | 基準 | ロッドピッチ小 |
|---|---|---|
| 想定している BWR燃料 | 9×9～10×10燃料 加熱体系試験[2]と共通  |  |
| 模擬燃料棒径 | 10 mm （共通） | |
| ロッドピッチ | 13 mm | 12 mm |
| 水力等価直径 | 11.6 mm | 8.3 mm |

**3. 結果・考察**　図 1 に圧力 7.0 MPa における集合体内ボイド率の蒸気質量流束依存性を示す。全質量流束が小さい条件において，ロッドピッチ小試験体内ボイド率が基準試験体よりも大きい。この要因としては，ボイド率分布計測結果から，ロッドピッチが狭い方がロッド間領域を上昇する気泡とロッド壁面との接触が増え，気泡上昇速度が低下することにより，流路断面内におけるボイド率分布が相対的に平坦化したためと考えられる。

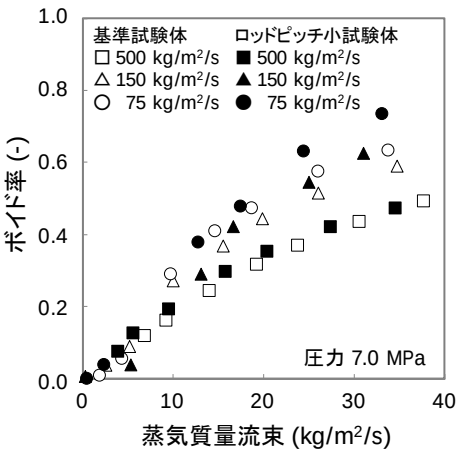



図 1　ボイド率の蒸気質量流束依存性

**謝辞**　本研究は，資源エネルギー庁委託事業「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料露出過程における熱流動現象の解析手法の高度化）」として実施した。

**参考文献**

[1] 野崎他，日本原子力学会 2014 年秋の大会，J30 (2014)　[2] 新井他，日本原子力学会 2016 年春の年会，2C21 (2016)

*Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[1], Yuma Nagasawa[1], Takuji Nagayoshi[1] and Takahiro Arai[2]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 燃料露出過程の炉内流動評価
# (13) 高エネルギ X 線 CT を用いた高圧・低流量条件下での 5×5 発熱バンドル内ボイド率分布計測

Thermal-hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions
(13) Void fraction measurement in 5×5 heated rod bundle at low flow rate and high pressure conditions using High-energy X-ray CT

*新井 崇洋[1], 古谷 正裕[1], 白川 健悦[1], 西 義久[1]
[1]電力中央研究所

高エネルギ X 線 CT を用いて発熱バンドル内沸騰二相流のボイド率分布を新たに取得し、サブチャンネルボイドセンサを用いて取得したボイド率分布と比較することにより、計測結果の妥当性を明らかにした。

**キーワード**：沸騰二相流,5×5 発熱バンドル,高エネルギ X 線 CT,ボイド率分布,サブチャンネルボイドセンサ

**1. 緒言**　事故時に原子炉水位が低下する場合、燃料集合体内の二相水位、すなわちボイド率の把握は、最適な事故緩和策を判断する上で重要である。前報では、事故時の高圧・低流量域を模擬した沸騰実験を実施し、サブチャンネルボイドセンサ(SCVS)を用いてバンドル内ボイド率分布などを取得して沸騰二相流動特性に及ぼす圧力依存性を把握した。本報は、数値混相流体力学の妥当性確認に必要とされる高空間分解能ボイド率分布を高エネルギ X 線 CT によって取得した結果を報告する。

**2. 実験**　試験体系は、有効発熱長が約 3.7 m の 5×5 発熱バンドル（燃料棒径 10 mm、燃料棒ギャップ 3 mm）である。バンドル試験体を設置したチタン合金圧力容器周囲をターンテーブル上の 3MV 線形加速器と X 線検出器が回転する。ターンテーブルを高さ方向に駆動し、発熱部下端から 198, 1220, 2242, 3264, 3375 mm の位置における CT 再構成画像を取得し、ボイド率分布を算出した。大気圧から 3.0 MPa までの圧力条件に対して、入口流速 1 水準(自然循環相当)、熱出力が 3 水準(実機崩壊熱相当)、熱出力は軸方向、径方向共に一様分布である。

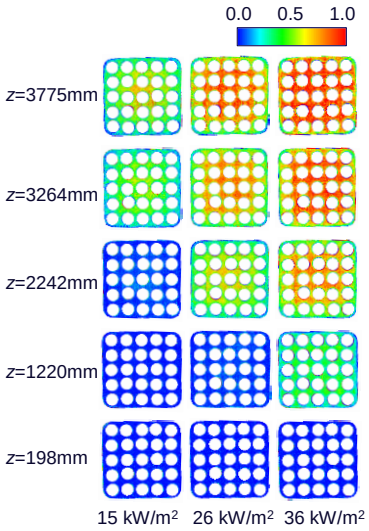



Fig.1 Void fraction distribution

**3. 実験結果及び考察**　流路断面ボイド率分布のカラーマップを Fig. 1 に示す。圧力 1.0MPa、入口流速 0.3 m/s、入口サブクール度 7 K とし、熱流束を 15, 26, 36 kW /m² とした。基準高さ（z = 0 mm）は発熱部下端とした。沸騰が開始すると蒸気が流路中央へ集中して砲弾型分布へ遷移する。また熱流束の増大とともに沸騰開始高さが上流側へ移行する。X 線 CT 及び SCVS で取得したボイド率を流路対角線上で比較した結果を Fig. 2 に示す。ロッドで囲まれたチャンネル単位でみても、チャンネル中央でピークを有する砲弾型分布を捉えており、両者の測定結果は良く一致することがわかった。

**4. 結論**　高圧・低流量域を模擬した沸騰実験を行い、高エネルギ X 線 CT を用いて 5×5 発熱バンドル内ボイド率分布を算出した。下流で気泡が流路中央へ集中しながら発達する様子を詳細に捉え、SCVS による測定結果とも良く一致した。

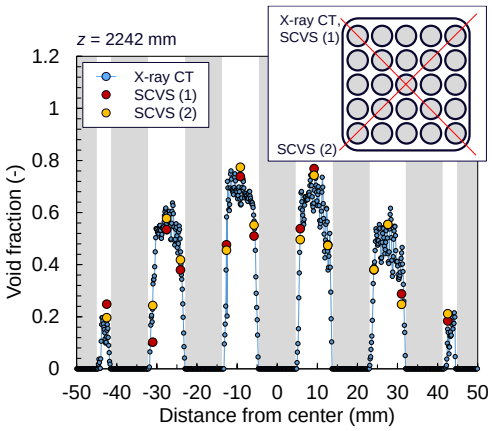



Fig.2 Comparison of void fraction acquired by X-ray CT and SCVS

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1] and Yoshihisa Nishi[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

本試験は平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料露出過程における熱流動減少の解析手法の高度化）の一部として行ったものである。

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Wed. Sep 7, 2016 4:35 PM - 5:40 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 7:35 AM - 8:40 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [1K15-18] Behavior in Containment Vessel

Chair: Kazuyuki Takase (Nagaoka Univ. of Tech.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [1K15] System Response Test with the Horizontal PCCS

(5)System Response Test for the advanced PCCS

*masato yamada[1], mika tahara[1], keiji matsumoto[1], masato uchida[2], koji nishida[3] (1.Toshiba corporation, 2.The japan Atomic power conpany, 3.Hitachi-GE nuclear energy)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

### [1K16] System Response Test with the Horizontal PCCS

(6)System Response Test Analysis

*Mika Tahara[1], Masato Yamada[1], Keiji Matsumoto[1], Masato Uchita[3], Kouji Nishida[2] (1.TOSHIBA, 2.HITACHI GE, 3.JAPC)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

### [1K17] CIGMA experiment CC-PL-04 on thermal hydraulics behavior in containment vessel by outer surface cooling

(1)Experimental results and RELAP5 analysis

*Yasuteru Sibamoto[1], Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Taisuke Yonomoto[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

### [1K18] CIGMA experiment CC-PL-04 on thermal hydraulics behavior in containment vessel by outer surface cooling

(2)CFD anlysis

*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1.JAEA)

5:35 PM - 5:40 PM JST | 8:35 AM - 8:40 AM UTC

Time reserved for Chair

# 静的格納容器冷却系のシステム挙動試験
# （5）新型システム挙動試験

System Response Test with the Horizontal PCCS

(5)System response test for advanced PCCS

*山田 雅人[1]，田原 美香[1]，松本 圭司[1]，
西田 浩二[2]，内田 昌人[3]
[1]東芝，[2]日立 GE，[3]日本原子力発電

**静的格納容器冷却系**（PCCS）は、格納容器内で発生した大量の蒸気を熱交換器に取り込んで凝縮し、格納容器内の過圧・過温による破損を防止する手段であり、シビアアクシデント時の影響緩和として有効である。PCCS による格納容器過圧抑制効果の確認のためには、事故シナリオの特性にあわせたシステム挙動を評価する必要がある。本発表では新型 PCCS のシステム挙動試験結果について報告する。

**キーワード**：静的除熱，シビアアクシデント，事故緩和，熱交換器

## 1. 緒言

既存の格納容器体系では PCCS の伝熱を阻害する不凝縮ガスは D/W と W/W の差圧を利用して W/W に排出する。そのため W/W が D/W よりも圧力が高くなると PCCS による除熱が困難となる[1]。D/W や W/W とは別に不凝縮ガスが排出される空間（以降、ガスベント容器と呼ぶ）を設けた新型 PCCS では、不凝縮ガスの影響を低減し、W/W で蒸気が発生する状況でも PCCS による除熱を可能とする。この新型 PCCS による格納容器体系を模擬した試験装置を用いて、システム挙動試験を行った。

## 2. 試験体系および条件

試験では東芝革新的安全研究試験設備(TIGER: Toshiba Innovative Geminate Test Loop for Reactor Safety System)を改造し、D/W、W/W の他に新たにガスベント容器を設けて、新型システムの体系を模擬した。新型システム体系において実施した事故解析（高圧注水機能喪失：TQUX）の結果を参照した圧力、温度、ガス濃度を初期条件として設定し、D/W 容器に蒸気を供給した。

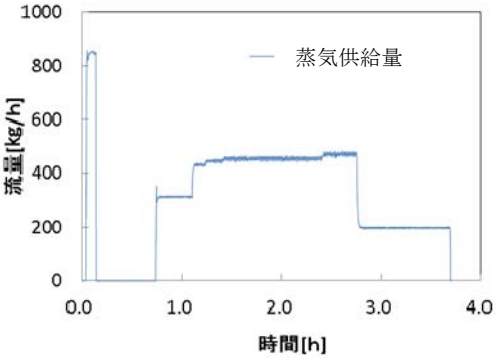



図 1　DW容器への蒸気供給流量

## 3. 試験結果

図 1 に示す蒸気供給量は事故進展に従い、一次系破損、注水等を模擬して、時系列で変化させている。各容器圧力応答の結果（図 2）は蒸気供給量の変化に対応し、各フェーズで次の挙動を示す。RPV 破損による大量蒸気発生①でガスベントおよび LOCA ベント管も同時に作動し、PCCS を通ってガスベント容器へガス排出がされる。次に注水によって蒸気流量低下する②ことで、PCCS の除熱により D/W 容器圧力が低下し、真空破壊弁（D/W-W/W 間）が作動する。注水停止後、デブリクエンチ前に大量蒸気発生が開始する③と、D/W 容器の圧力が上昇。PCCS からガスベント容器へ、LOCA ベント管から W/W 容器へガスと蒸気が分配された状態となり、二つの経路から D/W 内の蒸気が排出される。最後にデブリクエンチ後の蒸気流量まで低下する④と D/W 容器圧力が低下し、D/W-W/W 容器間差圧が減少し、LOCA ベント管からの W/W への蒸気移行が停止する。

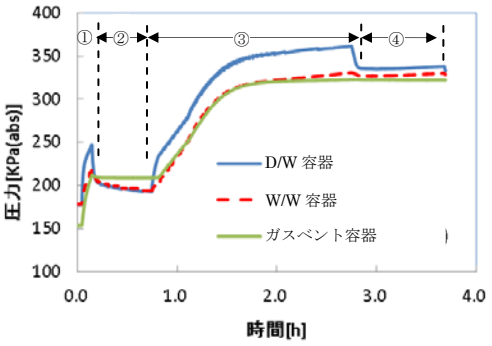



図 2　各容器圧力

## 4. まとめ

新型 PCCS を対象としたシステム試験を実施し、代表的なシステム挙動について確認ができた。新型 PCCS では、ガスベント容器に不凝縮ガスが排出されるため、システム全体の圧力はガスベント容器の圧力に依存して変化する。

なお、本件は経済産業省「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術開発費補助事業」の一環として、日本原子力発電(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

**参考文献**

[1] 山田他，原子力学会 2015 年秋の大会　C07

*Masato Yamada[1], Mika Tahara[1], Keiji Matsumoto[1], Koji Nishida[2] and Masato Uchita [3]
[1]Toshiba corp., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, [3]The Japan Atomic Power Company

# 静的格納容器冷却系のシステム挙動試験
# （6）システム挙動試験解析

System Response Test with the Horizontal PCCS

(6) System response test Analysis

*田原 美香[1]，山田 雅人[1]，松本 圭司[1]，西田 浩二[2]，内田 昌人[3]

[1]東芝，[2]日立 GE，[3]日本原子力発電

PCCS は、格納容器内で発生した大量の蒸気を熱交換器に取り込んで凝縮し、格納容器内の過圧・過温による破損を防止する手段であり、シビアアクシデント時の影響緩和として有効である。本発表では TRAC コードを用いた PCCS のシステム挙動試験解析結果について報告する。

**キーワード**：静的除熱，シビアアクシデント，事故緩和，熱交換器

## 1. 緒言

PCCS のガスベント先を従来の W/W からガスベント容器に変更した新型 PCCS のシステム挙動試験を、東芝革新的安全研究試験設備(TIGER : Toshiba Innovative Geminate Test Loop for Reactor Safety System)を用いた PCCS システム試験装置で実施し、シビアアクシデント時の主要な PCCS システム挙動の確認を行った。このシステム挙動試験結果を用い、TRAC コードによる PCCS システム挙動解析の妥当性を確認する。

## 2. 解析体系および条件

解析には横型 PCCS モデル[1]を組込んだ TRAC コードを使用した。図 1 に PCCS システム試験解析体系を示す。主要容器を 2 次元で模擬し、各容器を接続する配管・弁を試験装置と同様に設定した。容器と蒸気が流入する配管については保温材を介した外気との熱伝達を考慮した。解析の初期条件及び境界条件は試験結果に基づいて設定した。

## 3. 解析結果

図 2 にシステム挙動試験と解析の圧力応答結果を示す。本試験及び解析は原子炉圧力容器破損時の大量蒸気発生による PCCS の起動とガス移行、PCCS 除熱挙動に着目したものである。D/W 容器に大量蒸気供給を行った時の W/W 容器及びガスベント容器の圧力応答(A)、蒸気供給停止時の PCCS 除熱による D/W 容器圧力低下と真空破壊弁の作動(B)、ガスベント容器へのガス移行完了による圧力静定(C)、蒸気流量が崩壊熱相当に低下したときの PCCS 除熱による D/W 容器圧力維持 (D) について、TRAC によるシステム解析結果は試験結果を良好に再現できることを確認した。

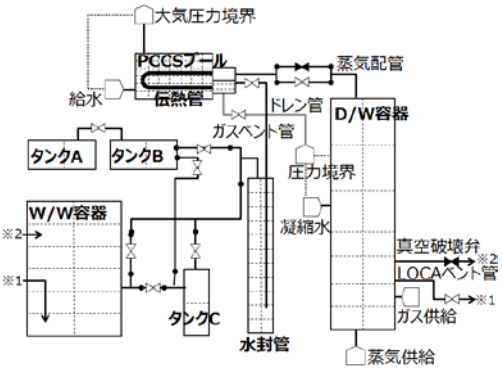



図 1　試験解析体系図

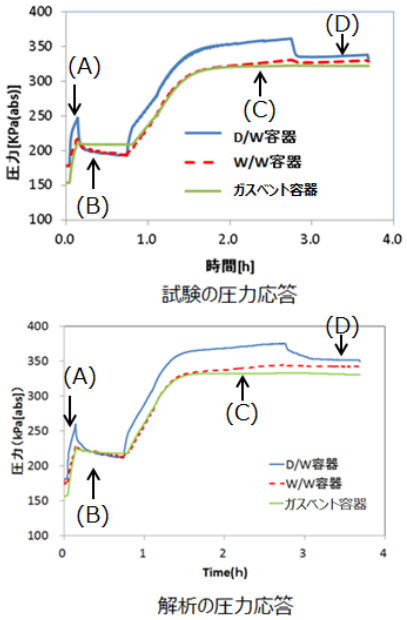



図 2　試験と解析の圧力応答の比較

## 4. 結論

新型 PCCS を対象としたシステム試験解析を実施し、PCCS モデルを組込んだ TRAC コードにより PCCS システム挙動を適切に評価できることを確認した。

なお、本件は経済産業省「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術開発費補助事業」の一環として、日本原子力発電(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

## 参考文献

[1] K. Arai et al., Proceedings of ICAPP'03, Paper 3133, 2003

* Mika Tahara[1], Masato Yamada [1], Keiji Matsumoto[1], Koji Nishida[2] and Masato Uchita[3]

[1]Toshiba, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, [3]The Japan Atomic Power Company

# 外面冷却による格納容器内熱水力挙動に関する CIGMA 実験 CC-PL-04
## (1) 実験結果及び RELAP5 解析

CIGMA experiment CC-PL-04 on thermal hydraulics behavior in containment vessel by outer surface cooling

(1) Experimental results and RELAP5 analysis

*柴本泰照，石垣将宏，安部諭，与能本泰介

[1] 日本原子力研究開発機構

原子力機構ではシビアアクシデント時の格納容器内熱水力挙動把握のため，大型格納容器実験装置 CIGMA を製作し，実験を開始したところである。本発表では，格納容器外面冷却時における容器内の熱水力挙動に着目した実験（CC-PL-04）について，実験結果の概要と BE コードによる解析結果を報告する。

**キーワード**：格納容器，過温破損，ROSA-SA, CIGMA, RELAP-5

**1. 緒言**　シビアアクシデント対策の強化を特徴とする新たな安全規制を支援するために，JAEA では，格納容器の熱流動及びエアロゾル挙動の調査を目的とした ROSA-SA 計画を開始し，その中核となる大型格納容器実験装置 CIGMA を用いた実験を開始したところである。本報では，格納容器の外面冷却実験 CC-PL-04 について，実験結果の概要と RELAP-5 による予備計算結果を紹介する。

**2. CIGMA 実験**　ROSA-SA 計画では，従来の格納容器関連研究で注目されている水素リスクに加え[1]，福島第一原発事故で格納容器破損の原因とされている過温破損を重要課題の一つとして取り上げている[2]。格納容器のような大空間の温度分布は 3 次元挙動を示し，熱源や冷却過程に大きく影響される。本実験はその一環として，格納容器外表面へ冷却水を放水することにより，壁越しで冷却減圧する条件を実施した。初期条件として，容器内に蒸気単体または蒸気+空気混合気体で 450kPa まで加圧し，同一の初期圧力・冷却流量での比較実験を行った。外面冷却領域は容器上部約 1/5 程度とし，流下液膜形態で行った。

**3. 主な実験結果**　初期蒸気単体加圧条件では，ほぼ一定速度で減圧が進行したのに対し，大気圧空気を混入させた場合は減圧速度が著しく低下する結果となった。温度分布に関して，前者ではほぼ均質分布で推移したのに対し，後者は非凝縮ガスの効果により冷却途中から容器上部が下部よりも温度が低くなる逆温度成層という特徴的な現象を示した（図 1）。これは冷却による容器内自然循環流量が弱いことを示唆している。一方で蒸気/空気のガス濃度分布は均質なまま推移した。本条件を RELAP-5 で格納容器 12 分割のノード数解析したところ，この循環流量が過大評価され，逆温度成層は再現されない結果となった。

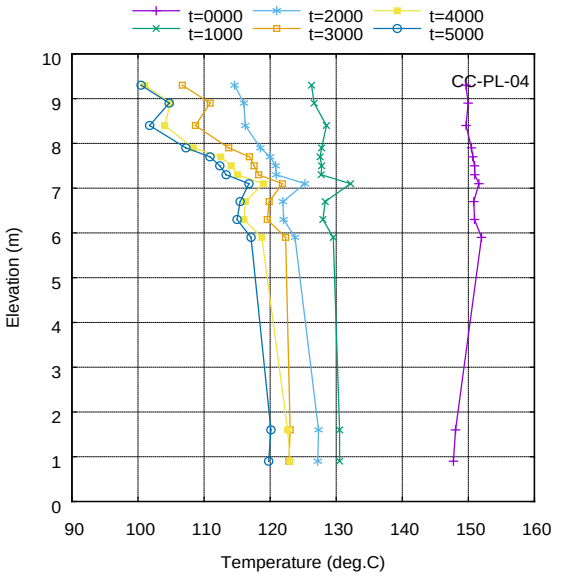



図1 容器中心軸上の垂直温度分布(蒸気+空気混合条件)

**4. 結言**　壁越しの外面冷却による実験を行い，非凝縮ガスによる逆温度成層等複雑な温度分布挙動を見出した。BE コードでの予測は十分でなく，自然循環流量を最適に予測する改良が必要であることを示した。

**参考文献**[1] https://www.oecd-nea.org/jointproj/ hymeres.html, [2] Yonomoto,T. et al., NURETH-16-13838, 2015.

本研究は，原子力規制委員会より受託した「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉の事故時熱流動調査）事業」の一部として実施した。

* Yasuteru Sibamoto, Masahiro Ishigaki, Satoshi Abe, and Taisuke Yonomoto.　[1] Japan Atomic Energy Agency.

# 外面冷却による格納容器内熱水力挙動に関する CIGMA 実験 CC-PL-04 （2）CFD 解析

CIGMA Experiment CC-PL-04 on Thermal Hydraulics Behavior in Containment Vessel by Outer Surface Cooling (2) CFD analysis

*石垣　将宏[1]，安部　諭[1]，柴本　泰照[1]，与能本　泰介[1]
[1]原子力機構

原子力機構ではシビアアクシデント時の格納容器内熱水力挙動把握のため，大型格納容器実験装置 CIGMA を製作し，実験を行っている。本発表では，蒸気及び空気の混合気体を封入した容器における外面冷却実験 CC-PL-04 について，CFD コード OpenFOAM により解析した結果を報告する。

**キーワード：格納容器，シビアアクシデント，CFD，ROSA-SA，CIGMA**

## 1. はじめに

原子力機構ではシビアアクシデント時の格納容器内熱流動挙動及びエアロゾル挙動の調査を目的とした ROSA-SA 計画を開始し，その一環として，大型格納容器実験装置 CIGMA の実験を進めている。容器内に蒸気及び空気を封入し，容器外面をスプレーによる放水によって冷却を行う実験 CC-PL-04 を昨年度実施した。本研究では，CFD コード OpenFOAM に壁面凝縮のモデルを組込み，CC-PL-04 実験の CFD 解析を行っており，本発表ではその結果について報告する。

## 2. 解析モデル

本研究では，流体の熱流動解析及び固体の熱伝導解析の連成解析を行えるソルバ chtMultiRegionFoam を改良して，非凝縮ガス中の蒸気の拡散量から凝縮量を評価する Dehbi らによる凝縮モデル[1]を組み込んだ。このソルバを用いて，流体の熱流動解析及び外壁の熱伝導解析を行った。乱流モデルとして低 Reynolds 数型 k-epsilon モデルを適用した。初期条件及び境界条件は実験結果を元にして与えた。

## 3. 解析結果

図 1 に容器内の各高さ（X0: 10.0m, 75: 7.5m, 49: 4.9m, 00: 0.0m）における流体温度の実験結果と解析結果を示す。実線が解析結果，破線が実験結果となる。解析では約 250 秒から容器下方での温度低下が見られるが，その後の平均温度は実験とほぼ同様の値となり，上側の温度が低い逆温度成層を再現した。しかし，解析では非常に振動的な温度挙動が見られた。これは流速変動を過大評価したと考えられる。

講演では解析と実験の詳細な比較について述べる。

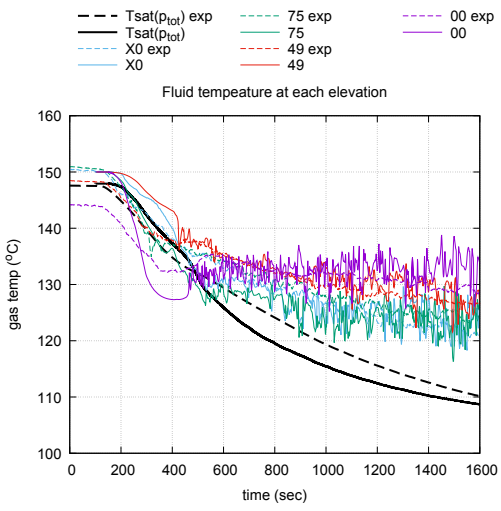



図 1　各高さにおける流体温度

### 参考文献

[1] Dehbi, A. *et al.* (2013), *Nucl. Eng. Des.*, **258**, pp. 199-210.

本研究成果の一部は，原子力規制委員会からの受託事業「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉の事故時熱流動調査）」の一部として得られたものである。

*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yasuteru Sibamoto[1] and Taisuke Yonomoto[1], [1]Japan Atomic Energy Agency.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Wed. Sep 7, 2016 5:40 PM - 6:45 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 8:40 AM - 9:45 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [1K19-22] Severe Accident

Chair: Masahiro Furuya (CRIEPI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

### [1K19] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

(8)Interface Behavior of Simulated Molten Fluid in Slope Part

*Kota Matsuura[1], Hideaki Monji[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1.University of Tsukuba, 2.JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

### [1K20] Study on Quench Behavior at Core Disruptive Accident for Fast Breeder Reactor

(31)Dominant conditions of surface solidification on a melt jet

*Yuzuru Iwasawa[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Shimpei Saito[1], Hiroshi Sakaba[2], Kazuya Koyama[3], Hideki Nariai[1] (1.Univ. of Tsukuba, 2.MHI, 3.MFBR)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

### [1K21] Development of Numerical Simulation for Jet Break up Behavior in Complicated Structure of BWR Lower Plenum

(14)Effect of Inlet Velocity on Jet Falling Behavior in Complicated Structures

*Yuki Narushima[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Takayuki Suzuki[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1.University of Tsukuba, 2.Japan Atomic Energy Agency)

6:25 PM - 6:40 PM JST | 9:25 AM - 9:40 AM UTC

### [1K22] Development of Numerical Simulation for Jet Breakup Behavior in Complicated Structure of BWR Lower Plenum

(15)Evaluation of the Molten Falling Behavior in Single-Channel by the High Resolution Analysis

*Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yuki Narushima[2], Akiko Kaneko[2], Yutaka Abe[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.University of Tsukuba)

6:40 PM - 6:45 PM JST | 9:40 AM - 9:45 AM UTC

Time reserved for Chair

# 原子炉内溶融物移行挙動数値解析手法の開発
# （8）傾斜部における模擬溶融物の界面挙動

Development of Numerical Simulation Method
for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors
(8)Interface Behavior of Simulated Molten Fluid in Slope Part

*松浦　浩太[1]，文字　秀明[1]，山下　晋[2]，吉田　啓之[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

開発中の原子炉内溶融物移行挙動数値解析手法の妥当性の評価を目的とし、炉心下部構造の一部をモデル化した実験装置を用いて溶融物模擬流体の流下挙動に関する試験を実施している。本報では傾斜部における計測の結果について報告する。

**キーワード：移行挙動，　可視化計測，　JUPITER，液膜，　傾斜部，　粘性の効果**

## 1. 緒言

シビアアクシデント時の事象解明に資することを目的として、炉内溶融物移行挙動等を評価するための多相流解析手法（JUPITER）を開発している[1][2]。本報では、解析手法の信頼性向上のための検証データ取得を目的とした実験のうち、炉心下部構造の一部を模擬した装置により、制御棒速度リミッタを模擬した傾斜部の界面挙動を観察した。

## 2. 実験

実験装置では流体が垂直な狭隘流路とそれに接続する傾斜板上を流下する [3]。流体は水と粘性の異なる 2 種のシリコンオイルを用い、粘性の違いによる傾斜部での挙動の違いを高速ビデオカメラによる撮影とレーザーフォーカス変位計による液膜厚計測より考察した。液膜厚は流路傾斜部中央で計測した。また、電子天秤により流量を求め、液膜レイノルズ数（$Ref=Q/\rho Lv$）を算出した。

## 3. 結果

Fig.1 に水とシリコンオイルの、傾斜部における界面挙動の観察結果を示す。Fig.1 より水の液膜流は界面波を伴って流下しているのに対して、高粘性のシリコンオイル液膜流では界面波を確認出来ない。流下液膜の波形は、液膜レイノルズ数の増加とともに振幅が増加し、複雑な波形を呈すると報告されている[4]が、今回の計測結果はこの傾向と一致している。（水の $Re_f=11800$,シリコンオイル(50cs)の $Re_f=114$）。Fig.2 に液膜厚さを Nusselt の式による評価値と比較して示す。縦軸を無次元平均液膜厚、横軸を液膜レイノルズ数 $Re_f$ として比較すると、すべての条件において理論値を計測値が下回る結果となった。

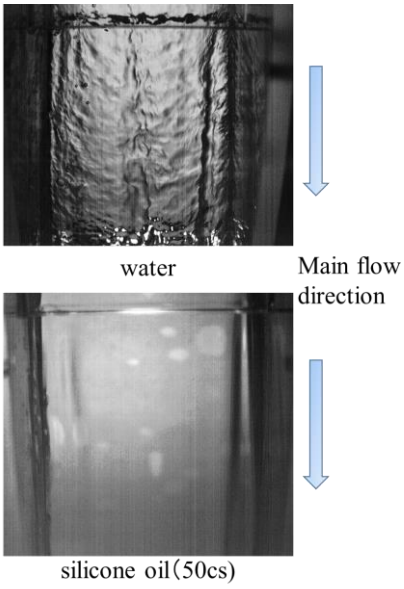



Fig.1 Liquid film image at slope section

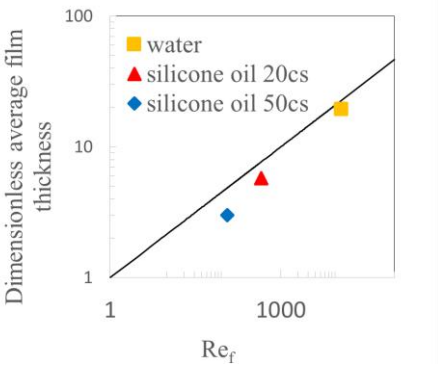



Fig.2 Average thickness of liquid film on a slope part

## 4. 結言

今回行った実験により、粘性の違いが液膜流の界面波に大きく影響を与えることが確認できた。また、液膜厚の計測も行ったが、理論値と一致しなかったため、実験装置構造の影響や計測誤差等の検討を行い、計測した液膜厚の妥当性を検証する予定である。また、今後はより詳細な液膜流撮影を行い、物性値や流路構造が液膜流動に与える影響を調べる。

## 参考文献

[1] Yamashita, S., et al., ICONE-22-30972, (2013).
[2] Yamashita, S., et al., ICONE-23-1581, (2014).
[3] 松浦，他，日本原子力学会 2016 年春の年会, 2C19, (2016).
[4] 高浜，他，日本機械学会論文集 Vol.44, No.386, P3514-3525, (1978).[1]

*Kota Matsuura[1], Hideaki Monji[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2]
[1]Tsukuba Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

# 高速増殖炉の炉心溶融事故後冷却挙動の研究
# （31）溶融ジェット挙動に対して界面固化が支配的となる条件

Study on Quench Behavior at Core Disruptive Accident for Fast Breeder Reactor

(31) Dominant conditions of surface solidification on a melt jet

*岩澤譲[1]，阿部豊[1]，金子暁子[1]，金川哲也[1]，齋藤慎平[1]，坂場弘[2]，小山和也[3]，成合英樹[1]

[1]筑波大学，[2]三菱重工業，[3]三菱 FBR システムズ

高速増殖炉での炉心溶融事故時には，溶融燃料の微粒化挙動を把握することが重要となる．本報では，溶融した低融点金属を水中に射出し，射出条件による微粒化挙動の違いを評価した結果を報告する．

**キーワード：** 高速増殖炉，　炉心溶融事故，　炉容器内終息，溶融ジェット，界面固化

## 1. 緒言

高速増殖炉での炉心溶融事故の炉容器内終息達成のため，事故後冷却性の評価では，冷却材中にジェット状に射出された溶融燃料の微粒化挙動の把握が必要となる．本報の目的は，冷却材中の溶融ジェットを可視化し，射出条件による微粒化物挙動の違いを評価することである．

## 2. 実験

実機では，溶融燃料と冷却材の初期接触界面温度が溶融燃料の融点以下となることが想定される．実験では，この模擬を目的に，低融点金属（融点 $T_{melt}$ = 138 ˚C）と水を使用し，初期温度を $T_j$ と $T_c$ とした．侵入速度 $v_{j0}$ は，射出径 $D_{j0}$ のノズル先端と液面までの距離の調節により設定した．ここで，$T_i$ は初期接触界面温度[1]である．

## 3. 結果

可視化結果より，Fig. 1 に示す通り，溶融ジェットが，（a）：分散し消失する，（b）：部分的に分散する，（c）：大規模に変形する，（d）：棒状に固化する挙動に分類できた．Fig. 2 に，$v_{j0}$ がおよそ 3 と 1 m/s における，温度条件と溶融ジェット挙動の関係を示す．この結果から，$T_i < T_{melt}$ となる界面固化の影響が大きいと考えられる条件でも，$v_{j0}$ が速く，$T_c$ が高い条件では，溶融ジェットが分散することが分かる．さらに，同程度の $v_{j0}$ でも，$T_j$ もしくは $T_c$ が高いほど，また，同一の温度条件でも，$v_{j0}$ が速いほど，溶融ジェットが分散し易い傾向を示すことが明らかとなった．今後は，射出径も含めたより広範囲での実験の実施とともに，微粒化物の計測結果を含めた分類方法を検討する．

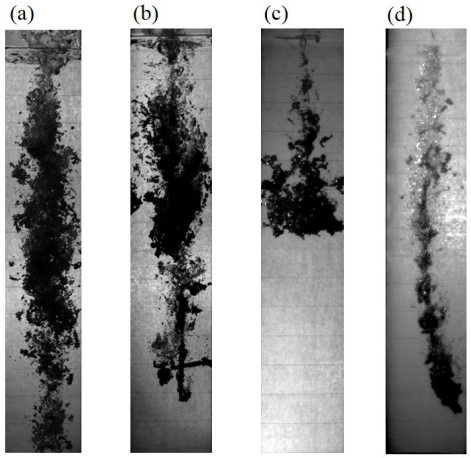



Fig. 1 Snapshot of typical jet behavior;
(a) $T_j$ = 250 ˚C, $T_c$ = 60 ˚C, $T_i$ = 207 ˚C, $v_{j0}$ = 3.06 m/s,
(b) $T_j$ = 150 ˚C, $T_c$ = 40 ˚C, $T_i$ = 125 ˚C, $v_{j0}$ = 3.17 m/s,
(c) $T_j$ = 150 ˚C, $T_c$ = 70 ˚C, $T_i$ = 120 ˚C, $v_{j0}$ = 1.64 m/s,
(d) $T_j$ = 150 ˚C, $T_c$ = 20 ˚C, $T_i$ = 120 ˚C, $v_{j0}$ = 3.23 m/s.

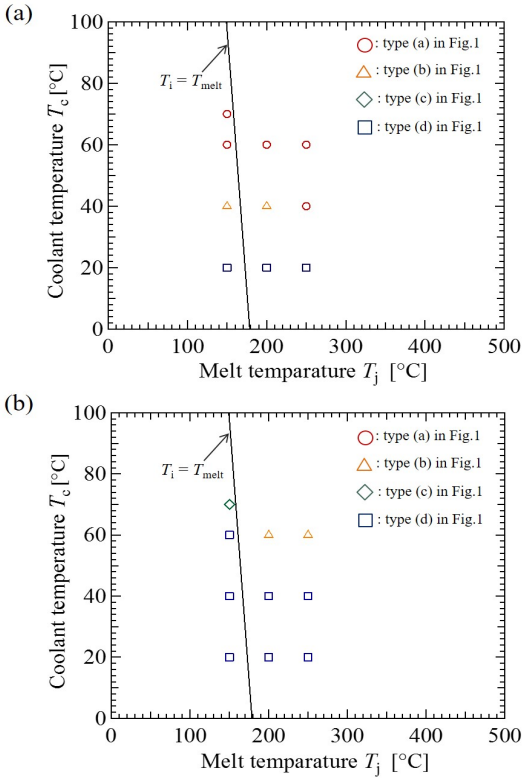



Fig. 2 Jet behavior on the diagram of melt and coolant temp.; (a) $v_{j0} \approx 3$ m/s, (b) $v_{j0} \approx 1$ m/s.

**参考文献**

[1] H. K. Fauske, Nucl. Sci. and Eng., Vol.51 (1973), pp.95-101.

*Yuzuru Iwasawa[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Shimpei Saito[1], Hiroshi Sakaba[2], Kazuya Koyama[3] and Hideki Nariai[1]

[1]University of Tsukuba, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]Mitubishi FBR Systems, Inc.

# BWR 下部プレナム複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象予測手法の開発
# (14) 複雑構造物内ジェット落下挙動に対する射出速度の影響

Development of Numerical Simulation for Jet Break up Behavior
in Complicated Structure of BWR Lower Plenum
(14) Effect of Inlet Velocity on Jet Falling Behavior in Complicated Structures

*成島 勇気[1]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1]、金川 哲也[1]、鈴木貴行[2]、吉田 啓之[2]
[1]筑波大学、[2]原子力機構

本報告では、溶融燃料落下挙動評価手法の開発の一貫として、任意速度でのジェット射出が可能な装置を製作し、構造物の有無を考慮した上でジェット落下挙動に及ぼす速度の影響について検討した結果を述べる。

**キーワード：**沸騰水型原子炉、可視化実験、ジェットブレイクアップ

## 1. 緒言

BWR 炉心溶融時におけるジェットブレイクアップ挙動の把握は過酷事故対策の観点から必要不可欠である。本発表では微粒化物径に及ぼす射出速度の影響を可視化計測によって調査した。

## 2. 粒径の計測

### 2-1. 実験条件と計測手法

本実験ではジェットに FC-3283、周囲流体に水を用いた。図 1 に示すように BWR 下部プレナムを模擬した試験部と、シリンジポンプ方式の射出装置を用いて、構造物の有無の条件でジェット射出実験を行った。ノズル径 7 mm、射出速度は 1.1 m/s から 4.1 m/s まで 0.3 m/s 刻みで 10 条件とした。図 2 に撮影位置と計測結果の一例を示す。図に示すように、ジェットが完全に微粒化したジェット下部を撮影した。また、画像解析[1]を用いて、各条件で 1000~10000 個程度の粒子の径を計測した。

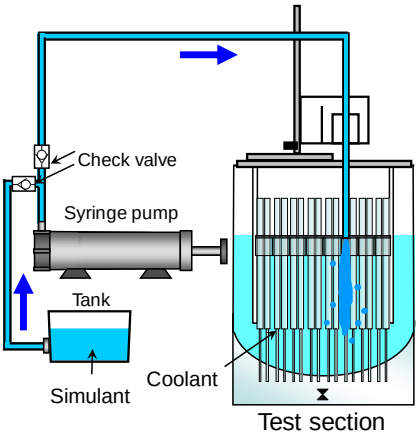


Fig. 1 Experimental apparatus

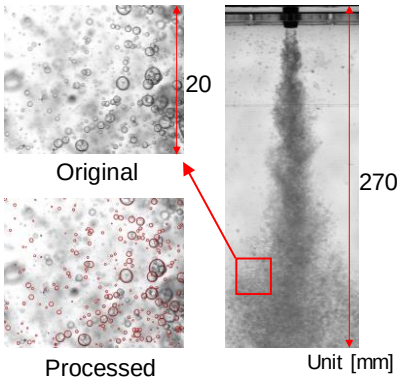


Fig. 2 Measurement method and photographing range

### 2-2. 既存相関式との比較

図 3 に、Saito の式[2]と Rayleigh-Taylor 不安定波長、Kelvin-Helmholtz 不安定波長、実験結果の比較を示す。平均径は質量メジアン径とし、赤プロットは構造物がある条件、青プロットは構造物がない条件における実験結果である。横軸は射出速度、縦軸は質量メジアン径であり、エラーバーは計測結果より得た粒径分布の 95%信頼区間である。実験結果では、構造物の有無によらず粒径は射出速度の増加に伴って、減少する傾向が確認でき、低流速域では Saito の式と Rayleigh-Taylor 不安定波長と近い値を示したが、射出速度による粒径の変化の傾向は再現できない。

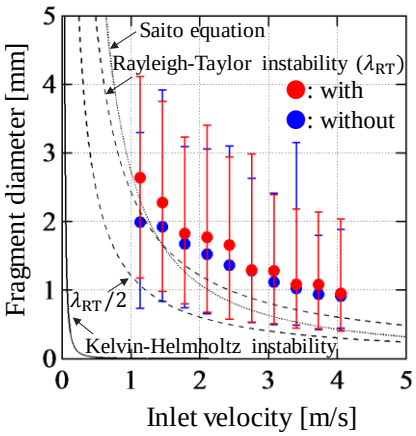


Fig. 3 Comparison between correlations and experimental results

## 3. 結論

複雑構造物内での微粒化物径を計測した結果、射出速度は構造物の有無に関わらず支配的なパラメータであり、既存の評価式では射出速度による粒径の変化の傾向を再現できないことが明らかとなった。

## 参考文献

[1] R. Saito, et al., *J. Nuclear Science and Technology*, **51** (2015), 1.,
[2]成島、日本原子力学会 2015 秋の大会 C37(2015)

*Yuki Narushima[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Takayuki Suzuki[2] and Hiroyuki Yoshida[21]
[1]Tsukuba Univ., [2]JAEA

# BWR 下部プレナム複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象予測手法の開発
# （15）高解像度解析による単チャンネル内溶融物落下挙動の把握

Development of Numerical Simulation for Jet Breakup Behavior
in Complicated Structure of BWR Lower Plenum
(15) Evaluation of the Molten Falling Behavior in Single-Channel by the High Resolution Analysis

*鈴木 貴行[1]，吉田 啓之[1]，成島 勇気[2]，金子 暁子[2]，阿部 豊[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]筑波大学

原子力機構では炉心溶融事故発生時における炉内状況を把握するため、溶融燃料落下挙動を評価できる解析手法を開発している。本報では、複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象に詳細二相流解析コード TPFIT を適用し、溶融ジェットの界面挙動や微粒化挙動について評価した結果について報告する。

**キーワード**：BWR，ジェットブレイクアップ，界面追跡法，TPFIT

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の炉内状況を推定するためには、炉心溶融事故発生時の溶融燃料の流動挙動を評価する必要がある。溶融燃料が圧力容器下部に落下する際に形成される溶融ジェット挙動は、BWR 下部プレナムに存在する制御棒案内管等の複雑構造物の影響を受けることが明らかとなっており、JAEA では溶融ジェット挙動について、構造物の影響を含め評価できる解析手法を TPFIT[1]をもとに開発している。前報[2]までに、解析手法の妥当性の確認およびジェットブレイクアップ長さの検討などを実施した。本報では、高解像度での解析を実施し、溶融物落下挙動について検討した結果について報告する。

## 2. 解析条件

解析体系および解析条件等は前報[2]と同様である。また、大型計算機の性能向上により、大規模かつ高速な解析が可能となったこと及び前報までに明らかとなった微粒化物に対する解像度不足を解消するため、格子幅は約 0.125[mm]とした。

## 3. 解析結果

図 1 に解析結果の一例として、構造物無しの場合の模擬溶融燃料の界面形状を実験結果と比較して示す。解析において、実験結果にみられるような模擬溶融ジェットの波立ち現象などの界面挙動を良好に再現できていることが確認できる。また、解析においては、ジェット先端がせん断力によって引き伸ばされる様子を捉えられており、高空間解像度で解析を行ったことにより、実験結果を良好に再現できる見通しが得られた。今後はさらに解析を進め、界面挙動や微粒化のメカニズムの評価を実施する予定である。

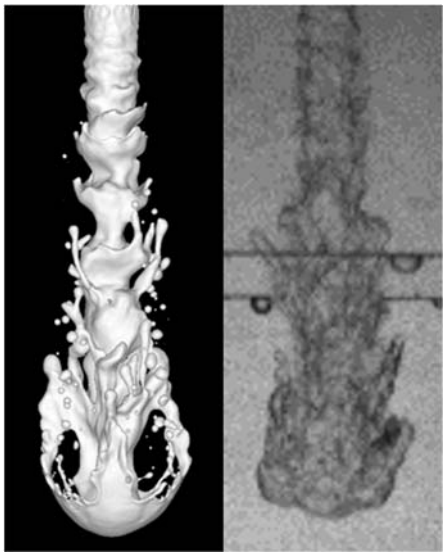


Fig.1 Comparison of the Interface Behavior (Left Fig.=Calculation Result, Right Fig.=Experimental Result)

**参考文献**

[1]吉田、日本原子力学会和文論文誌, 3,3,233(2004)
[2]鈴木、日本原子力学会 2016 春の年会 1C09(2016)

*Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yuki Narushima[2], Akiko Kaneko[2], Yutaka Abe[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Tsukuba

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-3 Research Reactor, Application of Neutron

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 11:05 AM JST | Wed. Sep 7, 2016 1:00 AM - 2:05 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [1L01-04] Design and Analysis of Research Reactor

Chair: Tadafumi Sano (Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1L01] PIE Burnup Measurement & Analysis of LEU Silicide Fuel Plates Irradiated in RSG GAS Multipurpose Reactor (MPR-30)

*Peng Hong Liem[1], Siti Amini[2], Aslina Br. Ginting[2], Antonio G. Hutagaol[2], Tagor Malem Sembiring[2] (1.NAIS, Co. Inc., 2.BATAN (NNEA))

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1L02] The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3

(1)Design of Fuel and core

*Masaji Arai[1], Kazuo Takino[1], Takashi Tsumura[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1L03] The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3

(2)Investigation of thermal power distribution

Kazuo Takino[1], Takashi Tsumura[1], *Masaji Arai[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1L04] The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3

(3)Thermal margin

*Takashi Tsumura[1], Masaji Arai[1], Kazuo Takino[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:00 AM - 11:05 AM JST | 2:00 AM - 2:05 AM UTC

Time reserved for Chair

# PIE Burnup Measurement & Analysis of LEU Silicide Fuel Plates Irradiated in RSG GAS Multipurpose Reactor (MPR-30)

*Peng Hong Liem[1], Siti Amini[2], Aslina Br. Ginting[2], Antonio G. Hutagaol[2], Tagor M. Sembiring[2]
[1]Nippon Advanced Information Service (NAIS) Co., Inc., [2]National Nuclear Energy Agency (BATAN).

**Abstract** Non-destructive and destructive PIE burnup measurements of LEU silicide fuel plates irradiated in the Indonesian RSG GAS multipurpose reactor (MPR-30) have been successfully conducted. Burnup verification analysis by SRAC2006 code and JENDL-3.3 library showed good agreement with the measured values.
**Keywords:** LEU silicide fuel, RSG GAS multipurpose reactor, PIE, burnup measurement & analysis, non-destructive & destructive methods

## 1. Introduction

At the end of 1990s, the RSG GAS (30 MWth, Be-reflected, water-cooled pool tank reactor) core conversion program from oxide to silicide fuel with higher $^{235}$U loading per fuel element (FE) was initiated in the Agency's Center for Multipurpose Reactor to optimize the reactor utilization. The RSG GAS core conversion program is being coordinated and fully supported by similar programs in the Nuclear Fuel Element Center (NFEC) and Radio-Metallurgy Installation (RMI) for acquiring and establishing the technology to fabricate $U_3Si_2$ dispersion fuel as well as to conduct non-destructive and destructive post irradiation examination (PIE). Here, the PIE activity, i.e. burnup measurements and analyses of LEU silicide fuel plates (19.75 w/o enrichment, 250 gram $^{235}$U/FE loading) fabricated and irradiated (six consecutive core cycles i.e. Core IV to Core IX) in the Agency is reported (FE identification: RI-SIE2; 12$^{th}$ (central) and 20$^{th}$ (outer) plate identification: IDA0036 and IDA0045; FE averaged declared burnup: approximately 50 % loss of $^{235}$U (IAFUEL in-core fuel management code)).

## 2. Burnup Measurements and Analyses [1,2]

Non-destructive burnup measurement was conducted by gamma-ray spectroscopy with burnup indicator $^{134}$Cs/$^{137}$Cs activity ratio to obtain the axial distribution of relative burnup, its average values, burnup peak values and peak locations for each fuel plate, as well as the burnup difference between central and outer plates. Destructive (absolute) burnup measurement was conducted by radiochemical technique on a sample taken from the IDA0045. The amount of $^{235}$U fissile material left and the $^{137}$Cs fission product were selected as the burnup indicators and measured by alpha spectrometry and gamma-ray spectroscopy methods, respectively. Burnup verification analysis was conducted using SRAC2006 and JENDL-3.3 library with a PIE dedicated detail burnup chain.

## 3. Results

The burnup measurement and verification results are shown in the table below. The measured burnup values of the sample were 72.4 and 78.6 % loss of $^{235}$U based on the amount of $^{235}$U left and $^{137}$Cs, respectively. The amount of $^{137}$Cs showed slightly larger value since it was assumed that all fissions originated from $^{235}$U thermal fissions. Burnup verification result combined with non-destructive burnup measurement results on the plate wise and axial distribution of $^{134}$Cs/$^{137}$Cs activity ratio produced burnup value of 75.0 loss of $^{235}$U which agreed well with the measured values.

| Evaluated parameters | Calculation (C) | | Nondestructive Gamma Spectrometry Measurement (E) | | Destructive Absolute Burnup Measurement by Radiochemical Analysis (A Sample taken from IDA0045) | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | SRAC2006 | IAFUEL | IDA0036 | IDA0045 | U-235 burnup indicator | Cs-137 burnup indicator |
| FE-averaged burnup (% loss of U-235) | 50.6 | 50.29 | – | – | – | – |
| Average Cs-134/Cs-137 activity ratio | 0.502 | – | 0.473 | 0.494 | – | – |
| C/E for average activity ratio | – | – | 1.06 | 1.02 | – | – |
| Axial peak factor of activity ratio | – | – | 1.36 | 1.45 | – | – |
| Peak location (from bottom) (cm) | – | – | 25.7 | 28.8 | – | – |
| Absolute burnup at sample location on IDA0045 fuel plates (% loss of U-235) | 75.0 ∓ 5.0 (SRAC2006+Nondestructive Measurement) | | | | 72.4 ∓ 4.5 | 78.6 ∓ 5.0% |

**References**

[1] Peng Hong Liem, Siti Amini, Antonio G. Hutagol, Tagor M. Sembiring, *Annals of Nuclear Energy* **56** (2013) pp. 57-65.

[2] Aslina Br. Ginting, Peng Hong Liem, *Annals of Nuclear Energy* **85** (2015) pp. 613-620.

# 次期試験研究炉（JRR-3 後継炉）の炉心設計
# （1）燃料及び炉心配置の検討

The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3
(1) Design of Fuel and core

*新居 昌至[1]，滝野 一夫[1]，津村 貴史[1]
[1]日本原子力研究開発機構原子力科学研究所

JRR-3 の後継炉として次期多目的試験研究炉の設計を進めている。目標とする性能（熱出力、中性子束など）を満足するための燃料と炉心配置について検討した結果を発表する。

**キーワード：**試験研究炉，JRR-3，**炉心設計**

## 1. 緒言

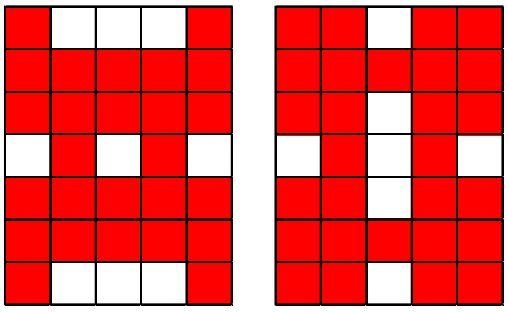
国内最大級の高性能研究炉 JRR-3 の後継炉として、大強度のビームと利便性の高い中性子束を安定かつ定常的に利用者に提供でき、かつ、RI 製造や材料照射など他分野にも利用可能な汎用性の高い多目的研究炉の設計を進めている。設計の第 1 ステップとして、次期試験研究炉の熱出力、目標とする中性子フラックスなどの基本仕様にもとづき、燃料要素の概略仕様、要素体数などの炉心の主要仕様を設定する。

## 2. 設定方法

次期試験研究炉の基本仕様では熱出力を 30MW に設定しており、JRR-3 の 1.5 倍になる。JRR-3 同様に長期の連続運転を可能にし、燃料交換の頻度を少なくするためには、炉心に装荷するウラン量を増やす必要がある。燃料要素の装荷体数と実効増倍率の経時変化について、燃焼計算コード MVP-BURN[1]を用いて評価した。また、試験研究炉の炉心性能は、炉心から取り出すことのできる中性子フラックスの強度によって評価される。炉心周辺の中性子フラックスの分布を、中性子輸送計算コード MCNP を用いて計算した。

## 3. 結果

次期試験研究炉の燃料配置図を図 1 に示す。燃料の装荷期間及び中性子フラックス強度から総合的に判断し、燃料要素が 26 体あるいは 28 体の場合が、炉心として有望であると判断した。次のステップとして、出力ピーキング係数、最大線出力密度の導出及び熱的設計条件の設定により、核的及び熱的安全性の双方の観点から当該炉心体系の評価を行う。



26 体炉心　　28 体炉心

図 1　次期試験研究炉の燃料配置
（燃料領域を赤色で示す）

**参考文献**

[1] Y. Nagaya, et al., JAERI- Tech 1348(2005).

*Masaji Arai[1], Kazuo Takino[1] and Takashi Tsumura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Science Research Institute

# 次期試験研究炉（JRR-3 後継炉）の炉心設計
# （2）熱出力分布の検討

The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3
(2) Investigation of thermal power distribution

滝野 一夫[1]，津村 貴志[1]，*新居 昌至[1]
[1] 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所

本発表では、高い中性子束を得るための炉心設計を提案し、それらの炉心における熱出力分布について述べる。

**キーワード：**試験研究炉，JRR-3，**炉心設計**

## 1. 緒言

国内最大級の高性能研究炉 JRR-3 の後継炉として、大強度のビームと利便性の高い中性子束を安定かつ定常的に利用者に提供でき、かつ、RI 製造や材料照射など他分野にも利用可能な汎用性の高い多目的研究炉の設計を進めている。設計の第 1 ステップとして燃料要素の概略仕様、要素体数などの炉心の主要仕様について設定した。第 2 ステップは、核的及び熱的安全性の双方の観点から炉心体系の評価を行うこととする。本発表では出力分布や燃焼度分布を算出し、安全評価に重要な出力ピーキング係数、線出力密度などの設計因子について述べる。

## 2. 方法

次期試験研究炉の炉心について、全制御棒引抜時の半径方向及び軸方向の出力ピーキング係数及び熱出力に対する出力密度を燃焼計算コード MVP-BURN[1]を用いて算出した。燃料要素の装荷体数 26 体及び 28 体における水平方向の出力ピーキング係数の燃焼日数に対する変化を図 1 に示す。

## 3. 結果

初期炉心においては、水平方向の最大出力ピーキング係数は約 1.15 になった。その後、燃料の燃焼に伴い出力分布は平滑化され 1 に近づく。JRR-3 と同様の振る舞いを示すが、熱出力が 1.5 倍になっていることから、JRR-3 より高い冷却能力が必要と考えられる。

今後、別途評価している熱的評価条件と比較検討することで、燃料密度や制御棒の配置などを再検討し、一連のプロセスを繰り返すことで炉心の最適化を図る。

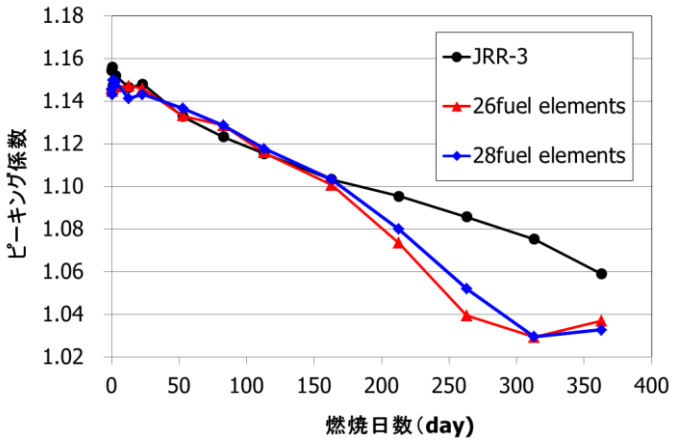



図 1　水平方向の最大出力ピーキング係数

## 参考文献

[1] Y. Nagaya, et al., JAERI 1348(2005).

---

Kazuo Takino[1], Takashi Tsumura[1] and *Masaji Arai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Science Research Institute

# 次期試験研究炉（JRR-3 後継炉）の炉心設計
# （3）熱的余裕の検討

The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3
(3) Thermal margin

*津村 貴史[1]，新居 昌至[1]，滝野 一夫[1]
[1] 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所

本発表では、一次冷却材の炉心入口流量、入口圧力及び熱出力など各パラメータを変化させ、どの程度の条件で熱水力安全性が確保できるかを評価したので報告する。

**キーワード：**試験研究炉，JRR-3，**炉心設計**

## 1. 緒言

国内最大級の高性能研究炉 JRR-3 の後継炉として、大強度のビームと利便性の高い中性子束を安定かつ定常的に利用者に提供でき、かつ、RI 製造や材料照射など他分野にも利用可能な汎用性の高い多目的研究炉の設計を進めている。設計の第１ステップとして燃料要素の概略仕様、要素体数などの炉心の主要仕様について設定した。第２ステップは、核的及び熱的安全性の双方の観点から炉心体系の評価を行うこととする。本発表では炉心の熱水力安全性を評価するために、一次冷却材流量や炉心入口圧力などの各パラメータを変化させ、熱的評価条件である核沸騰開始温度（ONB 温度）や限界熱流束（DNBR）との相関関係を求める。

## 2. 方法

次期試験研究炉の炉心について、ONB 温度及び最小 DNBR を研究炉の定常熱水力計算コード COOLOD-N2[1]を用いて算出した。熱水力安全性の判断基準として、JRR-3 の設計方針である⊿Tonb＞0、最小 DNBR≧1.5 を採用した。

## 3. 結果

一次冷却材流量及び入口圧力を JRR-3 と同程度とした場合の最大線出力密度に対する$\Delta T_{ONB}$と最小 DNBR の変化を図１に示す。最大線出力密度が 1.8kW/cm 以下のとき、⊿Tonb は 0 より大きく一次冷却材は沸騰を起こさない。また、最小 DNBR は 2.2 より大きく判断基準を満足する。

本結果が、今後の炉心設計を進めるうえで、出力ピーキングや燃料密度などを調整ための一つの目安となる。

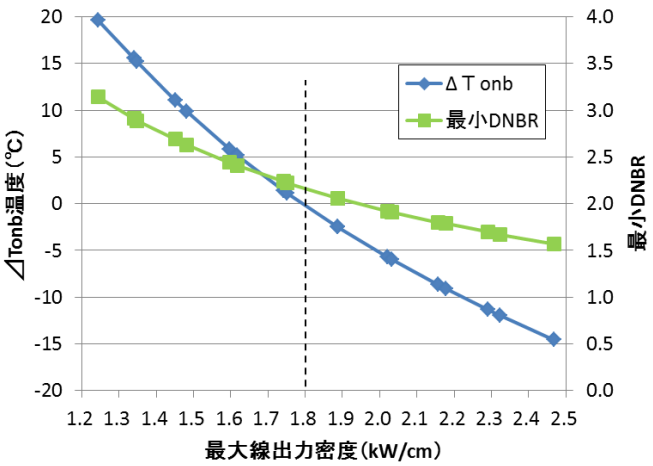



図１　最大線出力密度に対する⊿TONB と最小 DNBR

**参考文献**
[1] M. Kaminaga, JAERI- M94 052(1994).

*Takashi Tsumura[1], Masaji Arai[1] and Kazuo Takino[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Science Research Institute

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

Wed. Sep 7, 2016 11:05 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 7, 2016 2:05 AM - 2:55 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [1L05-07] Nuclear Transmutation Technology

Chair: Kazumi Ikeda (MFBR)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

### [1L05] Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR fuel

(6)Development of Nuclear Fuel Cycle Simulation Code

*Matsumiya Hiroshi[1], Satoshi Wada[1], Tsukasa Sugita[1], Rei Kimura[1], Shungo Sakurai[1], Kenichi Yoshioka[1], Kouji Hiraiwa[1], Rie Aizawa[1], Noboru Jimbo[1] (1.Toshiba Corp.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

### [1L06] Study on MA reduction and Pu-238 generation using the ADS

*Kento Ogawa[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1.Hokkaido university department of Energy and Environment system nuclear engineering laboratory)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

### [1L07] Study on the technology for valuable element production by neutron transmutation in light water reactors

*Hiroki Takezawa[1], Naoyuki Takaki[1] (1.Tokyo City University)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 軽水炉における放射性毒性量最小化の検討
# （６）燃料サイクル諸量評価コードの開発

Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR Fuel
(6) Development of Nuclear Fuel Cycle Simulation Code

*松宮浩志[1]，和田怜志[1]，杉田宰[1]，木村礼[1]，櫻井俊吾[1]，
吉岡研一[1]，平岩宏司[1]，相澤利枝[1]，神保昇[1]
[1]（株）東芝

原子力発電において、将来の消滅処理高速炉などの環境負荷低減にかかるコストを考慮していく必要がある。そのためにTRU核種量などの燃料サイクル諸量の正確な評価が必要であり、既存炉から将来炉まで含め、横並びに比較可能な形で評価を行うことができる解析コードシステムを開発している。

**キーワード**：超ウラン元素，燃料サイクル，放射性毒性，軽水炉

## 1. 諸言

2014年策定のエネルギー基本計画では、環境負荷低減の観点から放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発を推進するとしており、群分離や超ウラン元素(TRU)等を処理する消滅処理高速炉の研究が進められている。現状での軽水炉の発電コストの評価にはこれらの環境負荷低減コストが考慮されておらず、TRU核種の蓄積量によっては多大なコストが原子力発電にかかる可能性がある。このため、軽水炉においてTRU核種の発生量を抑制し、環境負荷を低減する研究開発を行っている[1]。このような軽水炉側での技術開発により燃料サイクル全体での環境負荷コスト低減が可能かどうかの確認には、燃料サイクル全体での燃料サイクル諸量（TRU核種蓄積量など環境負荷に関する量）の正確な評価と経済性への影響の見積りが必要である。このために、軽水炉の環境負荷低減技術の開発と並行し、それら技術の燃料サイクル適用時の影響を定量的評価するための燃料サイクル諸量を評価する解析コードの開発を進めている。

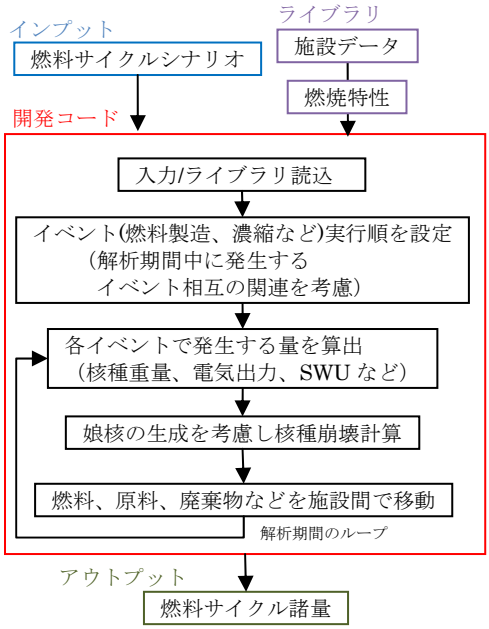



図１　解析フロー概略

## 2. コードの特徴

コードの基本コンセプトは、環境負荷に関わる燃焼組成、核特性、バックエンドに影響する特性、発電コスト等を新旧軽水炉の様々な炉型や既存の燃料サイクル施設の制約を考慮しながら、それら炉の導入シナリオを一括して検討できることを目指している。将来の様々な炉型にも対応できるよう、データと計算の構造は分離されていることが望ましい。従って、このコードでは軽水炉の燃焼特性などの必要な組成や核特性や施設仕様情報などをライブラリとして持ち、必要に応じて崩壊計算や最適化なども行える汎用的なシステムとすることを目指している（図１）。これに向けて、評価対象とする核種も必要に応じ容易に取捨選択できることを目的とし娘核の生成を考慮した計算を行う崩壊モデルや、燃料集合体の任意の幾何形状を考慮して燃焼組成を評価できる燃焼データベースの構築手法を開発した。

本発表では同コードの全体概要、及びTRU核種を考慮した燃料サイクル諸量の評価結果について述べる。

**参考文献**

[1] 平岩　他、2015秋の大会 A01、A02、A03、 [2] 櫻井　他、2016春の大会 3O04、3O05

*Hiroshi Matsumiya[1], Satoshi Wada[1], Tsukasa Sugita[1], Rei Kimura[1], Shungo Sakurai[1], Kenichi Yoshioka[1], Kouji Hiraiwa[1], Rie Aizawa[1] and Noboru Jimbo[1,2]
[1]Toshiba Corp.

# ADS サイクルを用いた MA 低減と Pu-238 生成に関する研究

Study on MA reduction and Pu-238 generation using the ADS cycle

*小川 健斗，千葉 豪，奈良林 直
北海道大学

加速器駆動システム（ADS）について、Pu-238 抽出機能を加え、それに伴い LWR から受け入れるマイナーアクチニド（MA）量を増やすことが出来る ADS サイクルを提案した。

**キーワード：**ADS，原子力バッテリ， MA，Pu-238

## 1. 背景・目的

使用済み燃料中で長期間大きな放射能を持つ MA を消滅させるため、ADS の研究開発が進められている。このシステムに心臓ペースメーカーや宇宙船用原子力バッテリに用いられる Pu-238 を抽出するという新たな機能を追加し、より高性能な ADS サイクルを提案することとした。

## 2. 炉心解析

本研究では JAEA で考案された 800MWth・Pb-Bi 冷却 ADS を元に解析を進めた。JAEA で設計されている ADS サイクルでは、MA 燃料は一度炉心から取り出され、再処理・再成型された後、次のサイクルへと送られる。本研究で新たな ADS サイクルの機能として考案した Pu-238 抽出機能は、サイクル間の再処理・燃料再成型の時に付け加えた。その概要を **Fig. 1** に示す。燃料は炉心から取り出され、y1 の期間冷却される。その後 Cm とそれ以外に分離され、y2 の期間冷却される。最後に y3 の期間で、Cm 中から Pu が分離され、残った Cm は次のサイクルで使用される燃料へと戻される。この方法を適用することで、LWR から受け入れ可能な MA 量の増加も期待できる。本研究では、抽出できる Pu-238 純度・受け入れ可能な MA 量や炉心特性を評価し、その実現性を検証する。

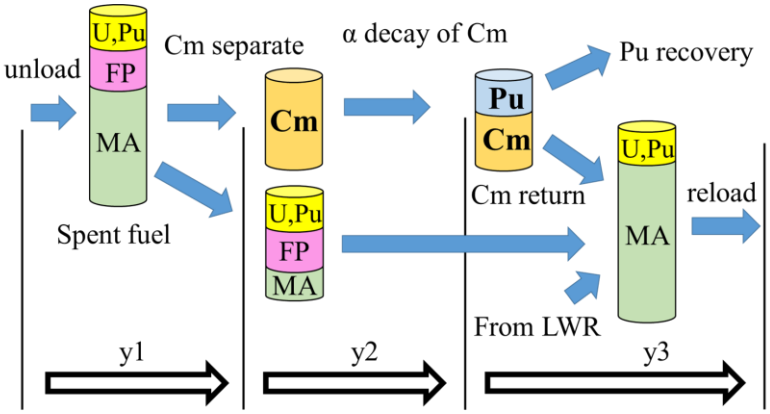



**Fig. 1 Pu-238 抽出方法概要**

## 3. 結果

y1 の冷却期間を想定されている 1.75 年から 0.65 年と変更することで、ペースメーカーや原子力バッテリに適用できる Pu-238 の純度約 80%以上の Pu が第一サイクルで約 5kg 抽出可能となった。従って、LWR から受け入れ可能な MA 量も約 5kg となり、従来のサイクルから約 1%増加した。また、炉心特性の変化を評価したところ、最大線出力・ボイド反応度の変化量は最大でも約 1%以下、実効増倍率の変化量は約 0.4%以下で大きな変化は確認されなかった。理論上、Pu-238 抽出と MA 低減機能を持った ADS サイクルは実現することが分かったが、Pu 中の Pu-238 の純度を高めるため、冷却期間 y1 を 0.65 年と極端に短くした。そのため、従来のサイクルよりも約 3 倍高い崩壊熱環境下で燃料再成型が出来るか等が課題に挙げられる。

## 参考文献

[1] K. Tsujimoto, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 41, No. 1, p. 22 (2004).

*Kento Ogawa, Go Chiba and Tadashi Narabayashi.
Hokkaido Univ.

# 軽水炉を用いた中性子核変換による有用元素生成技術の検討

Study on the technology for valuable element production by neutron transmutation in light water reactors

*竹澤 宏樹[1]，高木 直行[1]

[1]東京都市大学 工学部 原子力安全工学科

全元素の中から軽水炉を用いた中性子核変換によって、価格や存在量等の観点において価値が増加することが簡易評価を通じて確認された有望なターゲット元素のうち、$_{66}$Dy を典型的な PWR 集合体内に装荷した場合の $_{67}$Ho の生成率を、モンテカルロ法を用いて評価した。

**キーワード**：核変換、原子炉錬金術、元素生成

## 1. 緒言

中性子核変換は、照射する物質や照射条件を適切に設定することにより、原子炉を使用した有用元素製造方法として活用できる可能性を有しており、原子炉錬金術とも言える。先行研究[1]では、全元素を照射対象候補として、核変換前後での地殻存在度・採掘の容易さ・価格の変化の観点から、照射すべき元素が選別された。また、選別された元素に対して、典型的な PWR 炉心条件を仮定して、核変換率の簡易評価が行われた。そこで本研究では、上記の選別された元素のうち、Dy→Ho 核変換を一例として、Dy を典型的な PWR 燃料集合体（17×17）に装荷した場合の Ho の生成率を、モンテカルロ計算から得られる微視的反応率を用いた燃焼解析によって評価した。

## 2. 解析方法

Dy の装荷方法は、燃料集合体の設計変更を回避するため、集合体の四隅の燃料ピンのうち 1 ピンを置き換える方法とした。照射元素の化学形態は、Dy の融点を考慮して単体（天然組成）とし、Dy ピンの半径は、空間自己遮蔽効果を抑制するため、熱中性子に対する Dy の平均自由行程（0.034cm）と同一とした。また、Dy ピンの被覆管厚さは、典型的な Zr 被覆管厚さを Dy ピン半径と燃料ペレット半径の比で薄くした値とした。

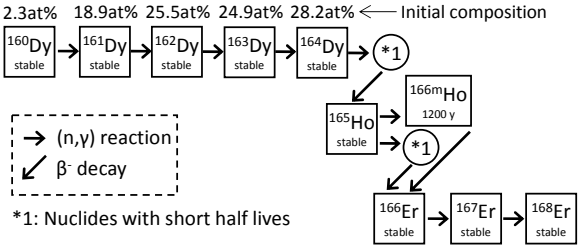



**図 1：燃焼解析に使用した Dy→Ho 核変換チェーン**

燃焼解析には汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP2.0 及び MVP-BURN と、核データライブラリーJENDL-4.0 を使用した。線出力密度は 4 ループ PWR 炉心熱出力に対応する値、燃焼期間は 12 ヶ月とし、集合体外部には周期境界条件を適用した。Dy→Ho 核変換チェーン（図 1）は、MVP-BURN 標準燃焼チェーンに、詳細燃焼チェーンの該当部分を組み込む方法で設定した。

## 3. 解析結果

図 2 に Dy ピン 1 本あたりについて、Dy→Ho の核変換解析結果を示す。$^{160}$Dy から $^{163}$Dy までは(n,γ)反応によって $^{164}$Dy に核変換されたのち、$^{164}$Dy の高い捕獲反応断面積（$\sigma_{g,th}$~2600b）に基づいて β-壊変を経て $^{165}$Ho に核変換される。また、$^{165}$Ho の熱中性子に対する捕獲反応断面積は 80b 程度である。このため、ピン内の $^{165}$Ho の存在割合は単調に増加しており、Dy の装荷量約 13g/ピンに対して、Ho の生成量は約 2.7g/ピンとなり、炉心全体ではおよそ $5.1\times10^2$g の Ho が生成される。

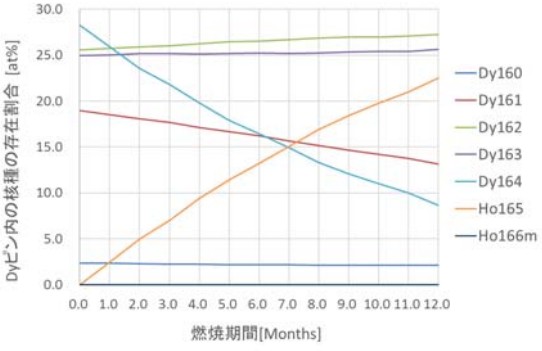



**図 2：Dy→Ho 核変換解析結果**

## 4. 結論

PWR 燃料集合体にピン形状の Dy を装荷することによって、Ho を効率的に生産できる可能性を明らかにした。今後は、装荷方法やスペクトルの最適化、装荷時の反応度影響、生成元素の抽出方法などについて検討範囲を拡大するとともに、Dy 以外の有望なターゲット元素についても生成率を評価する。

**参考文献**

[1] 岩橋、高木「中性子核変換による有用元素生成技術の検討」日本原子力学会 2010 年秋の大会 Q19

*Hiroki Takezawa[1] and Naoyuki Takaki[1]

[1]Department of Nuclear Safety Engineering, Tokyo City University.

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session 1 - Nuclear Data Division, Reactor Physics Division, Particle Accelerator and Beams Science Division, Special Committee on Nuclear Data

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [PL1L] Decommissioning of reactor and accelerator facilities, and present status of nuclear data libraries for activation cross-sections

Chair: Satoshi Kunieda (JAEA)

[PL1L01] Evaluation and issue of radioactive inventory for Fugen's decommissioning

*Hirokazu Hayashi[1] (1.JAEA)

[PL1L02] Decommissioning of Kyushu University Tandem Accelerator Laboratory

*Takashi Teranishi[1] (1.Kyushu Univ.)

[PL1L03] Present status and issues of the activation nuclear data library

*Nobuyuki Iwamoto[1] (1.JAEA)

核データ部会、炉物理部会、加速器・ビーム科学部会、
「シグマ」特別専門委員会合同セッション
「原子炉・加速器施設の廃止措置と放射化核データライブラリの現状」

# (1)「ふげん」廃止措置のための残存放射能量の評価と課題

(1) Evaluation and issue of radioactive inventory for Fugen's decommissioning

*林　宏一[1]，水井　宏之[1]、佐野　一哉[1]、北村　高一[1]
[1]国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

## 1. 緒言

原子炉施設における残存放射能量を評価することは、放射性廃棄物量の評価、解体時の安全評価、解体作業時の被ばく評価、経済性評価等、廃止措置を安全かつ効率的に進めるための基礎データのひとつとなることから、可能な限り精度よく評価し把握しておくことが重要である。

本件では、これまでに新型転換炉原型炉施設（以下、「ふげん」という。）で実施してきた中性子照射による放射化汚染及び腐食生成物による二次的な汚染に係る残存放射能量の評価のうち、放射化汚染の評価を中心に紹介する。

## 2. 廃止措置のための残存放射能量評価

「ふげん」は重水減速沸騰軽水冷却圧力管型の原子炉であり、減速材及び反射材に重水を使用しており、これら重水の取扱いに係る設備を有すること、また、炉心部が圧力管型であることが大きな特徴である。「ふげん」の炉心特性としては、燃料体の核分裂で発生した中性子が減速材である重水によって熱中性子のエネルギー領域まで減速するとともに、重水領域を通過した中性子は鉄水遮へい体により更に減速する。減速された中性子は炉心領域の周囲に設置された生体遮へい体を過ぎる辺りでは十分に減速している。

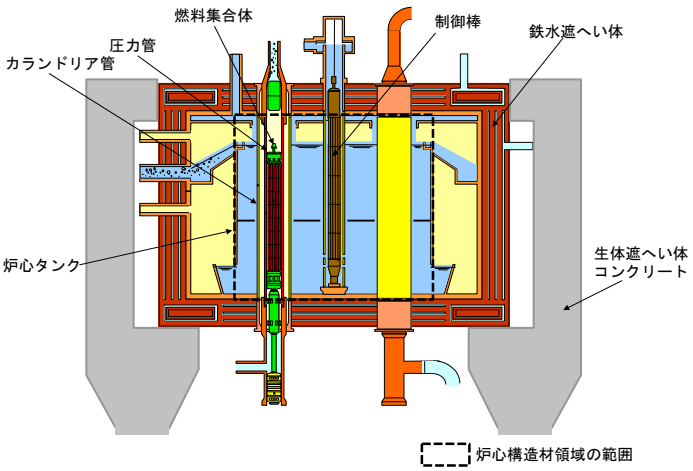



図 1　炉心概略断面図

「ふげん」では、この特徴を考慮して、炉心構造材のうち、燃料体を収納する圧力管等で構成される炉心領域、その周囲にある遮へい体領域（鉄水遮へい体及び生体遮へい体コンクリート）、生体遮へい体コンクリートの外側領域の 3 つの領域（図 1 参照）に分けて、放射化計算コード ORIGEN[1)] 等を用いて放射化量を評価している[2)]。図 2 及び表 1 に放射化量の評価手法を示す。

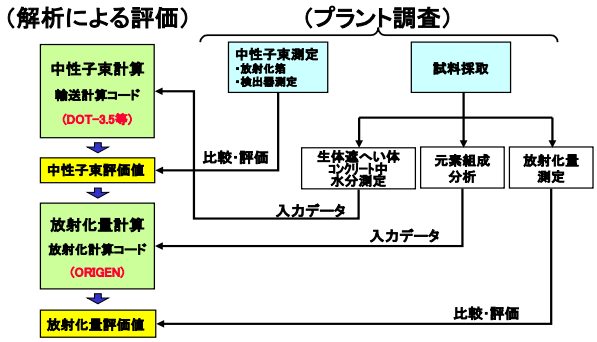



図 2　放射化量の評価手法

表 1　放射化量の評価手法

| 評価の領域 | 中性子束計算方法 | 測定、評価の手段 |
|---|---|---|
| (1)炉心構造材領域 | 炉心計算コード<br>POLESTAR<br>格子計算コード<br>WIMS-ATR | 圧力管監視試験片 |
| (2)遮へい体領域 | | |
| 鉄水遮へい体 | 輸送計算コード<br>DOT-3.5 | 放射化箔 |
| 生体遮へい体<br>コンクリート | | 生体遮へい体<br>コンクリート |
| (3)生体遮へい体コンクリートの外側領域 | 大型金箔測定値<br>＋<br>モンテカルロコード<br>MCNP | 放射化箔 |

### 2-1. 炉心領域の評価 [3)]

炉心領域では、主要な構造材として圧力管とカランドリア管がある。これらの構造材が位置する炉心領域の中性子密度について、長年にわたり「ふげん」の炉心管理で使用してきた実績を有する炉心管理コード POLESTAR[4)] と、構造材の部位毎の形状を考慮した中性子束密度を詳細に解析するための格子計算コード WIMS-ATR[5)] を組み合わせて解析した。

また、この解析結果の評価は、炉心内で約 10.7 年間照射された圧力管監視試験片から試料採取し、その放射化量の測定値と比較・検証することで妥当であることを確認している。表 2 に圧力管監視試験片による放射化量測定値と解析値を示す。

表 2　圧力管監視試験片による放射化量測定値と解析値

圧力管監視試験片　：Zr-2.5%Nb

単位[Bq/t]

| | βγ核種 | | α核種 |
|---|---|---|---|
| 核　種 | Co-60 | Nb-94 | Cm-244 |
| 測定値 | 1.8E+12 | 4.8E+12 | 2.2E+10 |
| 解析値 | 4.8E+12 | 4.7E+12 | 2.0E+10 |

### 2-2. 遮へい体領域の評価 [6)]

炉心構造材から生体遮へい体コンクリートまでの遮へい体領域は、中性子束密度が比較的高く、単純な形状であるため、一般的な評価に使用されている中性子輸送計算コード DOT-3.5[7)] を用いて解析した。

また、この解析結果の評価は、「ふげん」の原子炉運転期間中に鉄水遮へい体外側と生体遮へい体コンクリートとの間に放射化箔を設置するとともに、約半年間の照射後に回収し、Ge 半導体検出器によるガンマ線測定結果と比較・検証することで妥当であることを確認している。図 3 に放射化箔による放射化量測定値と解析値を示す。

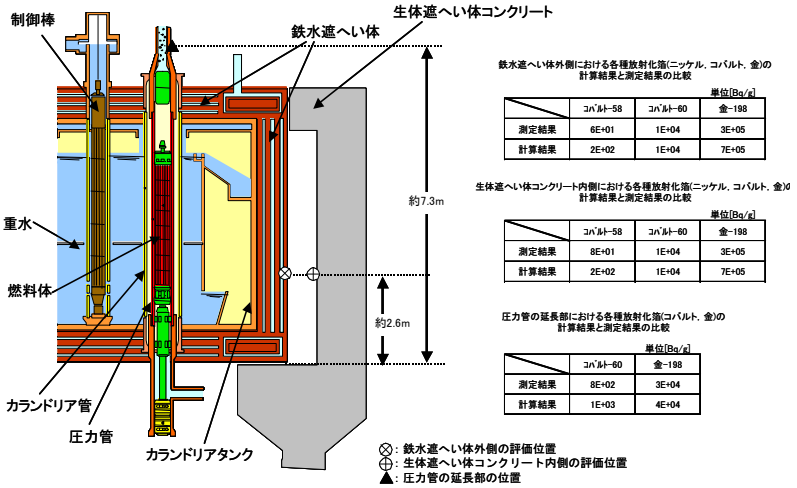



図 3　放射化箔による放射化量測定値と解析値

一方、生体遮へい体コンクリートについては、一部をコアボーリング等により試料採取し、その放射性核種を分析するとともに、解析に必要な入力データである水分量や元素組成についても分析した。この結果、生体遮へい体コンクリート中の Co-60 等の分布については、測定値と解析値が精度良く一致することを確認している[8)]。図 4 に生体遮へい体コンクリートの放射化量測定値と解析値を示す。

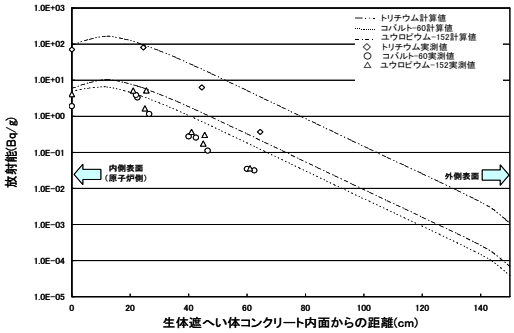



図 4　生体遮へい体コンクリートの放射化量測定値と解析値

### 2-3. 生体遮へい体コンクリートの外側領域の評価 [9)]

生体遮へい体コンクリートの外側の領域は、原子炉から離れた位置にあることから中性子束密度のレベルが比較的に低いことに加え、周辺機器等の中性子散乱の影響を受けること等の要因により、解析により中性子束密度を精度良く評価することは困難である。このため、測定感度の高い大型の金箔（以下、「大型金箔」という。）を「ふげん」の原子炉運転期間中に多数設置し、その大型金箔の放射化量を基に中性子束密度を評価した。なお、大型金箔の放射化量から中性子束密度を求めるのに必要な中性子スペクトルは、モンテカルロコード MCNP[10)] を用いて算出した。

### 2-4. クリアランスのための放射化量の評価 [11)]

「ふげん」では、解体撤去工事に伴い発生する解体物にクリアランス制度を適用し、放射能濃度が国の定める基準値以下となるものを「放射性物質として扱う必要のないもの」として搬出することを計画して

いる。現在は、タービン設備の解体物を対象としたクリアランス認可申請(平成 27 年 2 月)に係る国の審査を受けている段階にあり、認可受領の得た後に運用を開始する予定である。

クリアランス制度を適用するためには、対象設備について予め評価対象核種の選定を行い、選定した核種の放射能濃度評価手法を確立する必要があることから、上述の炉心領域等における放射化解析等での知見や経験を活用し、タービン設備における評価への展開を図った。

タービン設備の評価に際しては、主に原子炉冷却水に随伴される核種が設備の表面に沈着して生成される二次的な汚染が支配的であるものの、主蒸気中の N-17 の $\beta$-n 崩壊に伴い放出される中性子による微小な放射化汚染も考慮することとした。具体的には、2-3.項の生体遮へい体コンクリートの外側領域の評価と同様に、タービン設備近傍に設置した大型金箔による中性子束密度の評価結果を条件に放射化計算コード ORIGEN を用いて放射化量を評価し、その評価結果を二次的な汚染に加算することでクリアランス認可申請に反映した。

**3. 課題及び今後の展開**

現在進めているクリアランス認可申請に係る国との面談等においては、解析結果の妥当性等が強く求められる状況にある。上述のとおり、原子炉領域の放射化量は、解析コード等を用いた評価によりその妥当性の担保を示すことは可能であるが、今後解体撤去等を進めていく生体遮へい体コンクリートの外側領域やタービン設備等の場合、放射化量が極めて小さく、今後、実機から試料採取し、核種分析を行った場合でも、得られる分析値は検出限界値未満と想定され、解析値の妥当性の証明が困難となる等の課題が考えられる。

このため、課題についてはこれまでに得られた知見や成果等を活用して対応するとともに、施設の特徴を踏まえた残存放射能量の評価とその精度向上を図りつつ、「ふげん」の安全かつ合理的な廃止措置を進めていく計画である。

［参考文献］

1）M.J.Bell，“ORIGEN-The ORNL Isotope Generation and Depletion Code”，ORNL-4628（May 1973）.
2）白鳥芳武，他，“ふげん発電所の廃止措置のための放射化量評価”サイクル機構技報 No.16 2002.9.
3）白鳥芳武，他，“「ふげん」放射能インベントリ評価(2)”，原子力学会 2000 年秋の大会予稿集，L2
4）Y.Shiratori，“Operating Experience with MOX Fuel Loaded Heavy Water Reactor”，J.Nucl.Sci.Tech.，30，78(1993).
5）T.Wakabayashi，“Characteristic of plutonium utilization in ATR”，NEACPRP-A744（1985）.
6）白鳥芳武，他，“「ふげん」放射能インベントリ評価”，原子力学会 2000 年春の年会予稿集，G38
7）F.R.Mynatt，“THE DOT-Ⅲ Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code”，ORNL-TM-4280（September 1973）
8）白鳥芳武，他，“「ふげん」放射能インベントリ評価(3)”，原子力学会 2001 年春の年会予稿集，K31
9）白鳥芳武，他，“「ふげん」放射能インベントリ評価(4)”，原子力学会 2001 年秋の大会予稿集，N53
10）J.F.Briesmeister，“MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4B”，LA-12625-M（March 1997）
11）水井宏之，他，“「ふげん」の解体を考慮したクリアランスの適用及び評価技術の整備(2)評価対象核種の評価と今後の展開”，原子力学会 2014 年秋の大会予稿集，G54

*Hirokazu Hayashi[1], Hiroyuki Mizui[1], Kazuya Sano[1], Koichi Kitamura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

核データ部会、炉物理部会、加速器・ビーム科学部会、
「シグマ」特別専門委員会合同セッション
「原子炉・加速器施設の廃止措置と放射化核データライブラリの現状」

## (2) 九州大学加速器実験室の廃止

(2) Decommissioning of Kyushu University Tandem Accelerator Laboratory

*寺西　高[1], 野呂　哲夫[1], 森田　浩介[1], 若狭　智嗣[1], 藤田 訓裕[1], 坂口 聡志[1], 岩村 龍典[1]
[1]九州大学大学院理学研究院(理学部)

九州大学理学部では原子核物理の研究･教育用に最大ターミナル電圧 11 MV のタンデム加速器を開発し、約 30 年間運用してきた。理学部のキャンパス移転が 2015 年 9 月末までに行われたことに伴い、箱崎キャンパス（福岡市東区）の原子核実験室は廃止し、その機能を伊都キャンパス(福岡市西区)の加速器・ビーム応用科学センターに移し、そこで後継器となる 8 MV タンデム加速器を新たに設置した。

原子核実験室では 2014 年 12 月末にタンデム加速器の最後の運転を停止し、2015 年 1 月末に加速器廃止届および廃止措置計画書を原子力規制委員会に提出し、廃止措置に取りかかった。これまでに、放射化物の評価、加速器・ビームラインの解体、再利用物品の新キャンパスへの移設を終えたところで、現在、残留放射化物の廃棄と建物の汚染検査を実施しつつある。廃止措置は 2016 年 9 月末に完了する予定である。本講演では、タンデム加速器施設における放射化の評価方法を中心に、廃止措置の概要を報告する。

*Takashi Teranishi[1], Tetsuo Noro[1], Kosuke Morita[1], Tomotsugu Wakasa[1], Kunihiro Fujita[1], Satoshi Sakaguchi[1], and Tatsunori Iwamura[1]
[1]Faculty of Science, Kyushu University

核データ部会、炉物理部会、加速器・ビーム科学部会、
「シグマ」特別専門委員会合同セッション
「原子炉・加速器施設の廃止措置と放射化核データライブラリの現状」

# （3）放射化核データライブラリの現状と課題

(3) Present status and issues of the activation nuclear data library

*岩本 信之[1]
[1]原子力機構

## 1. はじめに

廃止措置中並びに廃炉予定の原子炉に加え、2030 年には現在停止中の原子炉の約 6 割で稼働年数が 40 年を超える。このことから原子炉施設の廃止措置対策は現在の原子力が抱える喫緊の課題となっている。原子炉施設の廃止措置を行う上で重要なのは、廃棄物の安全かつ合理的な処理及び資源の有効利用を図り、措置に掛かるコストと放射化物量をできる限り最小化することである。この廃止措置計画を立案し、策定する上で放射化物の種類や量等を正確に把握するために放射能インベントリ評価が行われる。この評価における原子炉施設の放射化計算では、施設構造材中に不純物として含まれる微量元素についても親核種として考慮する必要があるため、放射化核データが必要な核種は膨大になる。この放射化計算のための基盤データの一つが「放射化核データライブラリ」である。

また、原子炉施設に限らず放射線を扱う加速器施設においても入射粒子や発生した中性子、陽子等によって周りの構造材が放射化する可能性があり、廃止する場合には原子炉施設と同様に放射能インベントリ評価を実施する必要性があるため、多様な施設に適合した放射化核データライブラリが必要となる。

## 2. 放射化核データライブラリの現状

国内の放射化核データライブラリの整備状況をみると、20 年前の 1996 年に中性子照射に伴って生じる原子炉及び核融合炉材料の放射化量推定用断面積ライブラリとして JENDL/A-96 が公開された。収納されているデータは 233 核種 1246 反応であり、核反応によって生成された放射性核種の基底状態や準安定励起状態に対する生成断面積が収納されている。また、原子力機構・核データ研究グループでは 2011 年より原子炉施設の廃止措置を念頭に置いた放射化核データライブラリ（JENDL/AD）を開発してきた。このライブラリにおける評価対象は、線量告示に示された放射性核種のうち、半減期が 30 日以上の 227 種及び超長半減期の 12 種を併せた 239 種を生成反応経路（569 反応）に持つ 306 核種に限定して評価を行っている。入射中性子エネルギー範囲は原子炉施設等への工学応用を考慮して $10^{-5}$eV から 20MeV とし、2016 年度内に公開する予定である。

## 3. 放射化核データライブラリの開発と課題

JENDL/AD は原子炉施設の廃止措置を念頭に置いているため、収納されている核種が限定的である。そこで、核データ研究グループでは収納核種の拡充により広範な分野での利用を可能とする放射化核データライブラリの開発を継続している。このライブラリの出発点として JENDL/AD を用い、これには含まれないが JENDL/A-96 に含まれていた核種を考慮した 384 核種をベースとする予定である。なお、収納する核種やエネルギー範囲については、ニーズにより柔軟に対応していく予定である。

今後は加速器や核融合等の分野からのニーズが高まることが予想されるため、陽子や重陽子を入射粒子

とした放射化核データライブラリの開発にも注力したいと考えている。今のところ、これらの代替となる国産の放射化核データライブラリは未整備であるが、陽子入射核データライブラリとして 2015 年に公開された JENDL-4.0/HE の利用が可能である。このライブラリには H-1 から Am-242 に亘る 133 核種に対して 1MeV から 200MeV までの残留核や中性子、陽子などの生成断面積及び放出粒子のエネルギー・角度分布が収納されている。また、重陽子入射放射化核データに関しても整備に向けた取り組みを始めたところである。

これらの放射化核データライブラリの信頼性を高めるためには、ベンチマークテストによる検証が必要不可欠であるが、これに利用できる積分データが不足しているのが現状である。より用途を限定しない汎用的な放射化核データライブラリへと開発を進めていくためにも、原子力や加速器、核融合等の幅広い分野からのニーズや積分データの提供をお願いする。

* Nobuyuki IWAMOTO

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 4:05 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [1L08-12] Design of New Type Reactor

Chair: Rei Kimura (TOSHIBA Co.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [1L08] Introduction of rock-like oxide fuel in PBR with accumulative fuel loading scheme

*Irwan Liapto Simanullang[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1.Tokyo Institute of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [1L09] Feasibility and Use of Fluoride Molten-Salt Fast Breeder Reactor

(VII) Utilization of Fuel Salt made by mixing LiF-NaF-$UF_4$ and LiF-KF-$TRUF_3$ Eutectics

*Koshi Mitachi

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [1L10] Core design study of space reactor with low excess reactivity

*Shintaro Okumura[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1.Hokkaido Univercity,Graduate school,Facility of Engeering,Division of Energy Enviroment System,Labolatory of Nuclear Reactor Engeering)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [1L11] Optimization of Small CANDLE Burn-up Reactor for Space Nuclear Power

*Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

### [1L12] Thermal Hydraulic Analysis on CANDLE Burning Reactor with Initial Core Using Plutonium from LWR Spent Fuel

*Hiroki OSATO[1], Jun NISHIYAMA[2], Toru OBARA[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

# Introduction of Rock-like Oxide fuel in PBR with accumulative fuel loading scheme

*Irwan Liapto SIMANULLANG[1], Jun NISHIYAMA[2], Toru OBARA[3]

[1]Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology.,

[2, 3]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology.

A rock-like oxide (ROX) fuel was introduced in PBR with accumulative fuel loading scheme to improve stability of spent fuel under geological disposal. The core with ROX fuel showed high discharged burnup of 198 GWd/t could be achieved but the core lifetime decrease to around 6.6 years. In addition, to satisfy the safety requirement, a negative temperature coefficient was achieved for ROX fuel throughout the operation period.

**Keywords:** Pebble bed reactor, accumulative fuel loading scheme, rock-like oxide fuel, high discharged burnup.

## 1. Introduction

Pebble Bed Reactor (PBR) is one of the candidates for the future nuclear power plant. In this study, PBR with accumulative fuel loading scheme was introduced. At the startup the reactor starts with a large cavity in the core, and pebble ball fuel is loaded continuously little by little until the pebble ball reach the top of the core. A ROX fuel as a once-through type fuel concept was introduced in this reactor type. ROX fuel has several advantages, such as the high stability and easier management for direct geological disposal without reprocessing process. However, the fissile density of ROX fuel is about five times lower than that of $UO_2$ fuel. In this study, YSZ single-phase, which is one of the candidates of ROX fuel, has been chosen as the fuel in the fuel kernel.

## 2. Calculation Method

In this study, MVP/MVP-BURN [1] and JENDL-4.0 were used for burnup calculation. A new code based on Fortran Languge has been developed to treat the accumulative fuel loading scheme [2]. Specification of reactor parameter is shown in Table 1. Initial core height was set to 260 cm to accommodate the average power density of 6W/cm$^3$. Fresh fuel will be added into the core with a stepwise procedure and the calculation will be finished after the fresh fuel reach the top of the core.

Table 1. Specification of reactor and fuel geometry

| Parameter | Value |
|---|---|
| Reactor power (MWt) | 110 |
| Core radius (cm) | 150 |
| Core height (cm) | 1000 |
| Thickness of reflector (cm) | 100 |
| Radius of pebble ball (cm) | 3.0 |
| Radius of fuel zone (cm) | 2.5 |
| Thickness of matrix zone (cm) | 0.5 |
| Radius of fuel kernel (cm) | 0.03 |
| TRISO layer | Buffer/I-PyC/SiC/O-PyC |
| Thickness (μm) | 60/30/25/45 |
| Kernel density of ROX (g/cm$^3$) | 6.55 |
| YSZ fuel composition | |
| YSZ (% mol) | 81.75 |
| $UO_2$ (% mol) | 18.25 |

## 3. Results

The optimum fuel composition of ROX fuel was 5-g HM/pebble with 20% $^{235}$U enrichment. With the same amount of HM/pebble, a number of CFPs per pebble ball in ROX fuel are larger than those in $UO_2$ fuel. The core lifetime can be achieved up to 8.4 years with the average discharged burnup was 178 GWd/t. The maximum power per ball was around 3 kW/pebble, which is much lower than the limit. However, large excess reactivity occurred in the BOL condition. In this study, there are two parameters to suppress the excess reactivity. First, using low enriched uranium at the beginning condition. The uranium enrichment was decreased from 20% to 4.65% to maintain the *keff* at an initial condition almost equal to unity. The other way is by applying the $B_4C$ as burnable poison particles in the initial condition. The results show, reducing the uranium enrichment is more effective to suppress the initial excess reactivity than using burnable poison particles. However, the operation period and discharged burnup could be lower by applying the low enriched uranium.

## 4. Conclusion

A high discharged burnup could be achieve using ROX fuel in PBR with accumulative fuel loading scheme. The initial excess reactivity was solved using low enriched uranium and burnable poison particle. There are advantages and disadvantages of these two solutions.

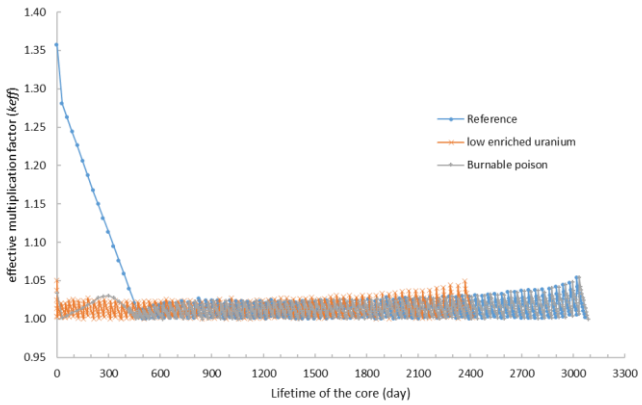



Fig 1. Change of *keff* of Small PBR with accumulative fuel loading scheme using ROX fuel

**References**

[1] Y.Nagaya et al.," General purpose of Monte Carlo Codes for Neutron and Proton Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Method",Japan Atomic Energy Agency, Japan (2004).

[2] Dwi Irwanto and Toru OBARA., Journal of Nuclear Science and Technology., Vol.48, No.11, pp 1385-1395 (2012).

# 弗化物溶融塩高速増殖炉の成立性と効用
# (vii) LiF-NaF-KF 担体塩の燃料塩の利用

Feasibility and Use of Fluoride Molten Salt Fast Breeder Reactor
(vii) Utilization of Fuel Salt of LiF-NaF-KF Carrier Salt

*三田地 紘史[1]
[1]なし

弗化物 U 塩に弗化物 TRU 塩を混合して作る凝固開始温度の低い溶融塩を燃料とする溶融塩高速増殖炉を取上げ ORNL の溶融塩炉技術を踏襲する可能性を検討する。

**キーワード：**溶融塩炉，弗化物塩，超ウラン元素，プルトニウム増殖，高速中性子炉

**1. 緒言**　本研究シリーズでは軽水炉使用済燃料を有効利用するために溶融塩高速増殖炉を提案している。これまでは「$UF_4$ 含有塩（NaF-KF-$UF_4$、凝固温度 490℃）に $TRUF_3$ が溶解する」と仮定して炉の特性を検討してきた(1)。しかし最近、廣瀬は「TRU 塩は $UF_4$ 含有塩に溶解せず、両者は混合している状態」と指摘しており(2)、この場合 前報告(1)の条件では燃料塩の凝固開始温度が 670℃となり、炉の成立性が危うくなる。「溶解」と「混合」の何れで評価すべきか実験結果を待たねばならぬが、本報告では「TRU 塩は $UF_4$ 含有塩に混合している状態」の立場より、増殖炉とするために必要なウラン装荷量を保持しつつ燃料塩の凝固開始温度を低く抑制するための方法を検討する。

**2. 炉の構成と解析方法**　前報告(1)と同じ出力 1.5GWe（3.2GWth）の減速材の無い溶融塩炉を考える。炉心の直径が 3.08m、高さが 2.85m で、外側に厚さ 0.4m の反射材を置く。熱交換器・ポンプを含む炉体系全体の燃料塩体積は約 $32m^3$ となる。燃料塩は TRU 塩と U 塩を混合した弗化物溶融塩とする。ここで U は $^{238}U$、TRU は燃焼度 45GWD/t の ABWR 使用済燃料を 5 年間冷却した後に得られる超ウラン元素とする(3)。炉特性の解析には SRAC の PIJ-BURN を用い、核データは JENDLE-3.3 を使用する(4)。

**3. 結果と考察**　まず凝固温度が低い LiF-NaF-KF 担体塩の燃料塩を使用する溶融塩増殖炉について検討した。共融組成の TRU 塩（0.344LiF- 0.466KF-0.19$TRUF_3$、凝固温度 513℃）と UF4 含有塩（LiF-KF-$UF_4$）を混合した 0.399LiF-0.146NaF-0.174KF-0.217$UF_4$-0.064$TRUF_3$ を初装荷燃料塩とし、再処理周期 300efpd（1 日あたりに全燃料塩の 1/300 を再処理）を仮定する。表 1 に運転 40 年間の物量収支を示す。初期炉に U を 61.01 トン装荷し、運転 40 年間に 41.86 トン追加補給する。40 年間に 41.48 トン燃焼して炉内に 60.92 トン残留する。TRU の初装荷量は 18.17 トン、増殖炉となるまでの 18 年間に 2.41 トン追加補給する。18 年以降の余剰 TRU 量は 0.028 トンとなり、40 年後の炉内には 20.45 トンの TRU が残留する。40 年後に燃料塩組成は 0.396LiF-0.145NaF-0.173KF-0.215UF4-0.071$TRUF_3$ となった。この燃料塩を「TRU 塩は UF4 含有塩に混合した状態」と考えると凝固開始温度は 513℃となる。燃料塩の凝固開始温度がこの程度であれば、炉容器材料の耐熱温度の観点で融点を 500℃と想定する ORNL の熱中性子溶融塩炉技術を踏襲できると考えられる。U 装荷量と再処理周期を変えて同様の計算を行い、燃料塩の凝固開始温度に及ぼす影響を調べてみた。図 1 に示すように再処理周期が長いほど凝固開始温度が上昇し、1300efpd では約 640℃となった。

つぎに凝固温度が比較的に低い peritectic 組成の TRU 塩（0.361LiF-0.391KF-0.248$TRUF_3$、凝固温度 552℃）と UF4 含有塩を混合した燃料塩を使う溶融塩炉を検討した。図 1 に示すように、この場合には再処理周期が 1000efpd 以下の範囲で凝固開始温度は 552℃となる。炉入口で 602℃、出口で 702℃とすれば、この場合でも ORNL の溶融塩炉技術を適用できると考えられる。

さらに前報告(1)の NaF-KF-$UF_4$ 担体塩の燃料塩に於いて、共融組成の TRU 塩（0.053NaF-0.607KF-0.34$TRUF_3$、凝固温度 605℃）と $UF_4$ 含有塩（NaF-KF-$UF_4$）を混合した燃料塩を用いる溶融塩炉を検討した。図 1 に示すように再処理周期が 1000efpd 以下であれば凝固開始温度は 605℃となる。即ち前報告(1)の弗化物溶融塩高速増殖炉は、炉容器材料の耐熱温度として 755℃を許容できないと、実現できないことになる。

表 1　運転 40 年間の物量収支（300efpd, U=61ton）

| | 初装荷 [ton] | 補給 [ton] | 投入 [ton] | 残留 [ton] | 引抜 [ton] |
|---|---|---|---|---|---|
| U | 61.01 | 41.86 | 102.88 | 60.92 | 0.0 |
| Pu | 16.21 | 2.15 | 18.35 | 19.00 | 0.026 |
| MA | 1.96 | 0.26 | 2.22 | 1.45 | 0.002 |
| TRU | 18.17 | 2.41 | 20.57 | 20.45 | 0.028 |

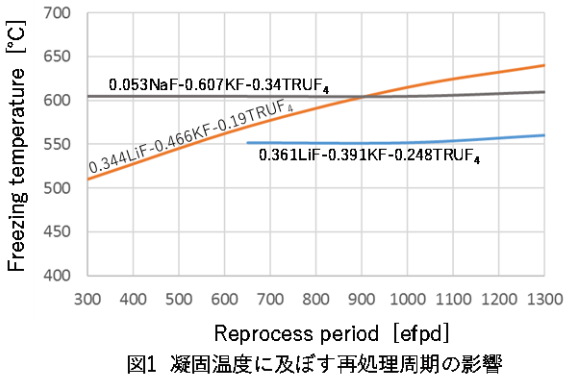



図1　凝固温度に及ぼす再処理周期の影響

**参考文献**

[1] 三田地ほか,原子力学会 2016 春の年会 3O03 (2016).
[2] Y. Hirose, et al., ICAPP2016#16124 (San Francisco 2016).
[3] 安藤，高野，JAERI-Research 99-0004 (1999).
[4] K. Okumura, et al., JAERI-Data/Code 2007-0004 (2007).

*Koshi Mitachi[1]
[1]non

# 余剰反応度を抑制した原子力宇宙船用炉心の設計

Core design study of space reactor with low excess reactivity

*奥村　晋太朗，千葉　豪，奈良林　直
北海道大学

北海道大学･原子炉工学研究室で開発している原子力宇宙船について、燃料をプルトニウムからウランに変更し、かつ余剰反応度を抑制した炉心を新たに設計した。

**キーワード：**炉心設計、反応度、高速炉、原子力宇宙船、ベリリウム

## 1. 背景・目的

深宇宙に対する大規模探査の電源には原子力発電が適している。当研究室で開発してきた宇宙船は、炉心の小型化を優先し、燃料としてプルトニウムを採用していた[1][2]が、打ち上げ失敗のリスクが懸念されるため、燃料を低濃縮ウランに変更することとした。さらに、将来的な炉心の長寿命化や反応度制御機構の簡素化のため、余剰反応度の抑制も行うこととした。

## 2. 炉心設計

炉心の設計条件は①18MWth の定格出力で炉心寿命が 5 年、②燃料のウラン濃縮度が 20%未満、③炉心圧力損失が 0.6MPa 以下、④燃料棒及び燃料棒被覆管の最高温度が融点以下かつナトリウムの沸点以下、⑤冷却材ボイド反応度が負、⑥炉心停止余裕が最大の反応度価値を持つ制御棒が 1 本引き抜けた状態で 0.01⊿k/k 以上とした。従来の炉心体系で燃料をウランに変更すると、ウラン濃縮度が 20%を超過してしまうため、燃料領域を拡大することで低濃縮ウラン炉心を実現した。なお、燃料領域の拡大は、従来の原子炉容器を用いることができる範囲で行った。余剰反応度抑制手法としては、ブリード&バーンの概念を用い、劣化ウランを燃料の一部として装荷し、プルトニウム 239 を生成させつつ運転することとした。さらに、この転換を促進するため、中性子減速･増倍材としてベリリウムを採用した。中性子はベリリウムの散乱反応、(n, 2n)反応によって減速され、また、(n, 2n)反応によって増倍する。炉心の解析は炉物理解析コードシステム CBZ で行った。

## 3. 結果

設計した炉心の実効中性子増倍率の時間推移を**図 1** に示す。燃料領域を拡大した低濃縮ウラン炉心を「ウラン炉心」、ウラン炉心に劣化ウランを装荷したものを「転換型ウラン炉心」、転換型ウラン炉心に中性子減速･増倍材を導入したものを「転換促進型ウラン炉心」とした。転換促進型ウラン炉心の実効中性子増倍率が一定の割合で減少しないのは、プルトニウム 239 の増加と中性子の漏れが小さくなった効果によるものと考えられる。転換促進型ウラン炉心では転換型ウラン炉心と比べ、余剰反応度を 4 割程度抑制することができた。

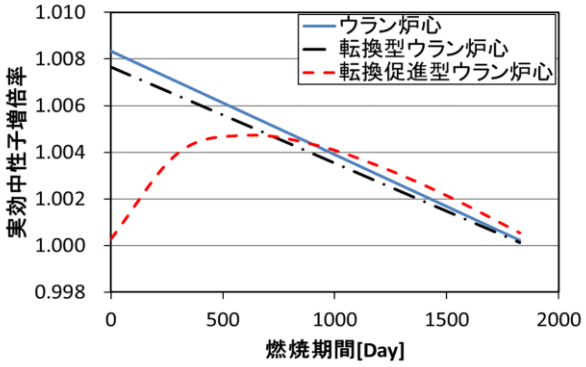



**図 1　設計した炉心の実効中性子増倍率の時間推移**

**参考文献**

[1]北村拓、「惑星間航行用原子力宇宙船に関する研究」、北海道大学修士論文、(2009)
[2]小川健斗、「惑星間航行用原子力宇宙船用の原子炉および発電システムに関する研究」、北海道大学卒業論文、(2015)

---

Shintaro Okumura, Go Chiba and Tadashi Narabayashi.
Hokkaido Univ.

# 宇宙探査用小型 CANDLE 燃焼炉の最適化

Optimization of Small CANDLE Burn-up Reactor for Space Nuclear Power

*西山 潤[1], 小原 徹[1]

[1]東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所

Pu-238 を熱源とする原子力電池に代わる宇宙探査機用の電源システムとして、CANDLE 燃焼型原子炉概念を適用した小型宇宙原子炉について最適化を行った。

**キーワード：** CANDLE 燃焼炉、宇宙探査用、可燃性毒物、燃焼計算

## 1. 緒言

宇宙や惑星の探査のため科学機器と通信機器を搭載した宇宙探査機にとって、電源システムは必要不可欠な機器である。放射性同位体の崩壊熱を熱電変換素子によって直接電気に変換する原子力電池は、可動部がなく電気出力がほぼ放射性同位体の半減期のみに依存する。その信頼性の高さのため、太陽光の弱い外惑星の探査では放射性同位体 Pu-238 のα崩壊を熱源とする原子力電池がこれまで利用されてきた。しかし専用の核燃料中性子照射・分離施設の停止に伴い現在では Pu-238 を大量に製造することが困難となっている。そこで、Pu-238 を使用した原子力電池の代わりとなる電源システムとして自己制御性を持つ CANDLE 型原子炉概念を宇宙用の原子炉にも適用し、制御系などの機械駆動部や冷却材の流れなどの動的部分を一切持たない原子炉について研究を開始した。これまでの研究で、100%濃縮ウラン燃料を使用した UZrH 合金水素吸蔵燃料とベリリウム反射体、可燃性毒物として $^{157}$Gd 同位体を使用した理想的な条件で燃焼領域が自律的に移動する CANDLE 燃焼が成立することを確かめた[1]。本研究では、ウラン濃縮度、反射体効果について評価し、炉心システム重量が最小となる炉心構成を求めることを目的として解析を行った。

## 2. 小型 CANLDE 燃焼炉概要と計算方法

宇宙用小型 CANDLE 原子炉は、濃縮ウラン燃料を使用した UZrH 合金水素吸蔵燃料をベリリウム反射体で覆った円柱形状で可燃性毒物 $^{157}$Gd を含まない起動炉心部分と $^{157}$Gd を含む CANDLE 炉心部分から構成される。

炉心燃焼計算には、連続エネルギーモンテカルロ燃焼計算コード MVP-BURN と JENDL-4.0 データライブラリを使用した。U/Zr 比、ウラン濃縮度、可燃性毒物密度（Gd-157）、炉心半径をパラメータとして、燃料高さ 100 cm, 熱出力 20 kWth の原子炉について CANDLE 燃焼炉の成立の確認を行った。

## 3. 結果

図 1 にウラン濃縮度 100%, 90%, 20%の UZrH 合金水素吸蔵燃料の H/$^{235}$U に対する無限増倍率を示す。H/$^{235}$U=50～100 で増倍率は極大となった。無限増倍率が最大となる H/$^{235}$U 比の組成について、燃料半径とベリリウム反射体半径の組み合わせによりシステム重量が最小となる最小臨界体系を求めた。図 2 にウラン濃縮度 20%における反射体付き無限円柱炉心の実効増倍率の変化を単位高さ当たりの質量に対して示す。100cm の長さの炉心では軸方向の中性子の漏れなど考慮すると無限円柱では実効増倍率として 1.1 が必要とされ、この場合、システム重量として約 300 kg となることが分かった。

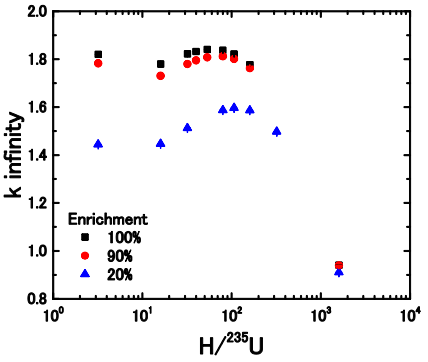



Fig. 1 Infinite multiplication factor of Uranium-Zirconium hydride fuel

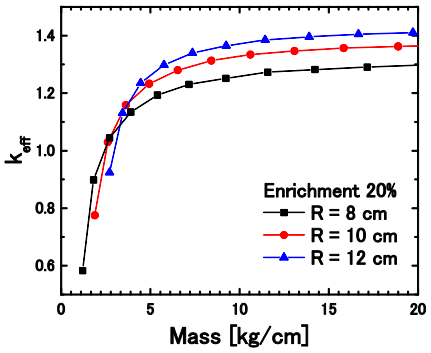



Fig. 2 Effective multiplication factor for infinite cylindrical core with 20% enrichment fuel

### 参考文献

[1] 西山潤、小原徹、日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集 3O14 (2016).

*Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1]

[1] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

# 軽水炉取り出しプルトニウムを初期炉心に用いた CANDLE 燃焼炉の熱流動解析

Thermal Hydraulic Analysis on CANDLE Burning Reactor with Initial Core Using Plutonium from LWR Spent Fuel

*大里 洋輝[1]，西山 潤[2]，小原 徹[2]
[1] 東京工業大学大学院 環境社会理工学院 融合理工学系 原子核工学コース
[2] 東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所

軽水炉使用済燃料由来のプルトニウム燃料を初期炉心に用いた CANDLE 燃焼炉の熱流動解析を行い、除熱可能な炉心の設計条件を明らかにした。

**キーワード：**CANDLE 燃焼炉、初期炉心、軽水炉取り出しプルトニウム、熱流動解析、鉛ビスマス

## 1. 緒言

CANDLE 燃焼炉[1]は、初期炉心燃料には濃縮ウランまたはプルトニウムを必要とするが新燃料には天然ウランを使用でき、濃縮および再処理工程を必要としないウラン資源の高効率利用が実現できるワンススルー高速炉である。本研究の目的は、軽水炉使用済燃料由来のプルトニウムを初期炉心に用いた CANDLE 燃焼炉の熱流動解析を行い、除熱可能な CANDLE 燃焼炉の設計条件を見出すことである。

## 2. 方法

炉型は中性子の漏れが少ない大型高速炉とし、燃料は密度が大きい金属燃料を使用し、冷却材および反射体として炉内中性子スペクトルが硬くなる鉛ビスマス共晶合金を採用した。表 1 に炉心設計値を示す。原子炉起動用のプルトニウム割合 13 %の燃料を軸方向 205～245 cm 領域に装荷し、その他の領域は天然ウラン燃料とした。核計算には、格子燃焼計算に SRAC コード、全炉心燃焼計算に COREBN コード、断面積ライブラリに JENDL-4.0 を使用した。また、熱流動計算には、汎用物理シミュレーションソフトウェア COMSOL Multiphysics を使用した。熱出力密度が最も大きくなる初期炉心および定常運転時の平衡状態を解析の対象とした。

表 1：炉心設計値

| | |
|---|---|
| 炉心半径 [cm] | 200 |
| 炉心高さ [cm] | 250 |
| 反射体厚さ [cm] | 100 |
| 燃料要素直径 [mm] | 7.8 |
| 被覆管内径 [mm] | 9.0 |
| 被覆管外径 [mm] | 10.2 |
| ピンピッチ [mm] | 12.0 |
| スミア密度 [%] | 75 |
| 熱出力 [MWt] | 3000 |

## 3. 結果

まず、炉心構成材料の制限値について示す。金属燃料(U-20Pu-10Zr)の融点が 1115 ℃、ナトリウムボンドの沸点が 883 ℃、被覆管 ODS の融点が 1482 ℃、冷却材の鉛ビスマスの沸点が 1670 ℃である。次に、図 1 に初期炉心での炉心入口冷却材流速が 1.5 m/s のときの各領域の軸方向温度分布を示す。このとき、各領域の最高温度は制限値以下となっており、表 1 に示した炉心設計での最もシビアな条件下である初期炉心において除熱が可能であることが明らかになった。また、平衡状態では、入口流速 1.0 m/s で除熱可能なことが明らかになった。

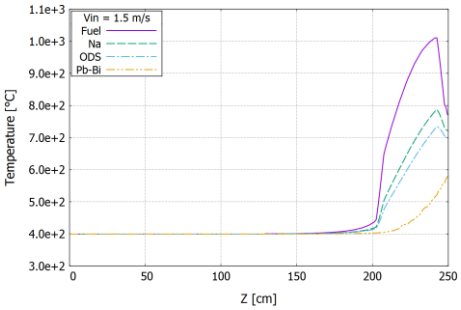



図 1：各領域の軸方向温度分布
(初期炉心、入口流速 1.5 m/s)

## 参考文献

[1] H. Sekimoto, K. Ryu and Y. Yoshimura, “CANDLE: The New Burnup Strategy”, Nucl. Sci. Eng., 139, 306-317(2001).

*OSATO Hiroki[1], NISHIYAMA Jun[2] and OBARA Toru[2]
[1]Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology
[2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Wed. Sep 7, 2016 4:05 PM - 5:40 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 7:05 AM - 8:40 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [1L13-18] Burnup Analysis

Chair: Go Chiba (Hokkaido Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1L13] Evaluation of the breeding performance of heavy water cooled thorium reactor

*Sota Muso[1], Naoyuki takaki[1] (1.Tokyo city university)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1L14] Effect of BP cell model for HTTR burnup characteristics

*fujimoto nozomu[1], Yuki honda[2], Kodai Fukuda[3], Minoru Goto[2], Daisuke Tochio[2], Shoji Takada[2] (1.Kyushu university, 2.JAEA, 3.Tokyo Institute of Technology)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1L15] Measurement and burnup analysis of $^{106}Ru/^{144}Ce$ activity ratio for spent fuel cooled more than 10 years

*Shunsuke Sato[1], Yasushi Nauchi[1], Takehito Hayakawa[2], Yasuhiko Kimura[3], Kenya Suyama[3] (1.CRIEPI, 2.QST, 3.JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1L16] Analysis of measured isotopic compositions of fuels irradiated in light water reactors by CASMO5
(1)$UO_2$ fuel

*Toru Yamamoto[1], Tomohiro Sakai[1], Daiki Iwahashi[1] (1.S/NRA/R)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1L17] Analysis of measured isotopic compositions of fuels irradiated in light water reactors by CASMO5
(2)MOX fuel

*tomohiro sakai[1], Toru Yamamoto[1], Daiki Iwahashi[1] (1.S/NRA/R)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[1L18] Core Follow Calculations of Operation Cycles after About 10 Years Outage in a U.S. BWR

Katsuyoshi Oyama[1], *Tsuyoshi Ama[2], Tadashi Maeda[2], Takashi Yoshii[2], Akihiro Fukao[2] (1.TEPCO Holdings, 2.TEPSYS)

5:35 PM - 5:40 PM JST | 8:35 AM - 8:40 AM UTC

Time reserved for Chair

# 重水冷却トリウム炉の増殖性能の評価

Evaluation of the breeding performance of heavy water cooled thorium reactor

*武曽　壮大[1]，高木　直行[1]

[1]東京都市大学

商業用軽水炉技術をベースとした重水冷却トリウム増殖炉の核燃料サイクル全体での増殖性能の評価を行った。

**キーワード：**トリウム、複合システム倍増時間、低減速 PWR

## 1. 緒言

重水冷却トリウム炉は、冷却材により中性子吸収が小さいため、燃焼度と増殖性能を高められる。また、過去の検討では、高燃焼度・高増殖を達成する燃料仕様（$^{233}$U 富化度、減速材/燃料体積割合(MFR : Moderator to Fuel volume Ratio)）の検討[1]を行った。これより、最適な燃料ケースを用いることで、重水冷却トリウム低減速加圧水型炉（Reduced moderation-PWR : RM-PWR）は増殖炉として成立可能性があることが示されている。

トリウム資源の本格的利用を行うにあたっては、短い時間でトリウム増殖炉の導入基数を増加させる必要があり、これを達成するには、複合システム倍増時間（CSDT : Compound System Doubling Time）の短いトリウム増殖炉が必要である。よって、本研究では、Th-$^{233}$U 酸化物燃料を装荷した重水冷却 RM-PWR を対象に、炉心燃料仕様と燃料管理方法の適正化により CSDT 短縮することを目的とした。

## 2. 評価手法の概要

経済的な観点からは、燃焼度を高めた方が良い。しかし、本研究では CSDT の短縮に着目しているため、簡易化したピンセル無限体系(1 バッチ炉心)を用いて燃焼度と増殖性能の関係を評価した。次に、より現実的な体系で CSDT を算出するため、図 1 のように 3 つの集合体を組み合わせた複数集合体無限体系（3 バッチ炉心）を用いた。ここでのパラメータは、$^{233}$U 富化度及び MFR とした。解析では汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP2.0 及び MVP-BURN と、核データライブラリーJENDL-4.0 を使用した。CSDT を算出する際は、先行研究[2]から炉外滞在時間を 5 年、稼働率を 92.4%とした。

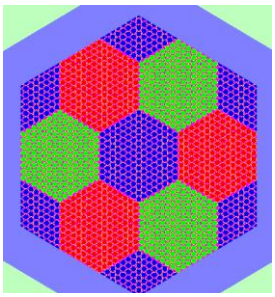


図 1 : RM-PWR の 3 バッチ炉心の概念図

## 3. 結果

ピンセル無限体系での燃焼度と増殖性能の計算により、燃焼度が 60GWd/t の場合に CSDT が最短となることがわかった。よって、複数集合体無限体系での燃焼度は 60GWd/t と設定した。

増殖性能の評価結果を表 1 に示す。ピンセル無限体系を複数集合体無限体系にすることで、運転サイクル末期での燃焼のへたりが無くなることから、燃焼末期での k-inf が高くなる。また、$^{233}$U 富化度を下げると、装荷時の fissile インベントリー量が減る。そして、MFR を小さくすることでより中性子スペクトルが硬くなる。これらの効果より、増殖性能が向上し、CSDT を最短で 71 年とすることができた。

表1 : CSDTによる増殖性能評価

| 計算体系 | ピンセル無限体系 | 複数集合体体系 | | |
|---|---|---|---|---|
| バッチ数 | 1 | 3 | ← | ← |
| 富化度(wt%) | 7.7wt% | ← | 7.4wt% | ← |
| MFR | 0.6 | ← | ← | 0.4 |
| 取出し燃焼度(GWd/t) | 60 | ← | ← | ← |
| 燃焼末期でのk-inf | 1.0003 | 1.0109 | 1.0021 | 1.0078 |
| Fissile Inventory Ratio | 1.07 | 1.09 | 1.11 | 1.14 |
| 平均運転サイクル長(y) | 9.26 | 3.02 | ← | ← |
| 原子炉倍増時間（ｙ） | 112.6 | 103.1 | 84.3 | 62.7 |
| CSDT（ｙ） | 126.6 | 116.8 | 95.4 | 71.0 |

## 4. 結論

最適な炉心燃料仕様と燃料管理方法の適正化により、CSDT を 55 年短縮することができた。

## 参考文献

[1] 武曽　壮大, ‘高燃焼度・高増殖を達成する水冷却トリウム増殖炉の燃料仕様検討’ 原子力学会 2015 秋の大会 D26

[2] 原子力委員会 ‘各高速増殖炉の設計結果の比較’ 第 17 回策定会議 資料第 4 号

*Sota Muso[1], Naoyuki Takaki[1]

[1]Tokyo City Univ..

# HTTR の燃焼特性における BP モデルの効果

Effect of BP cell model for HTTR burnup characteristics

*藤本 望[1]，本多 友貴[2]，福田 航大[3]，後藤 実[2]，栃尾 大輔[2]，高田 昌二[2]
[1]九州大学，[2]JAEA，[3]東工大院

HTTR では、燃焼による過剰反応度の変化を、BP を用いることにより小さく維持している。この燃焼による過剰反応度の変化を低温臨界状態での制御棒位置変化で評価した。解析により、臨界制御棒位置に対する BP 周りのメッシュ分割の効果を明らかにした。

**キーワード**：高温ガス炉，反応度調整材，燃焼挙動，過剰反応度

## 1. 緒言

現在、SRAC による高温工学試験研究炉（HTTR）の燃焼挙動解析を進めている。HTTR では、過剰反応度の燃焼補償は主に反応度調整材（BP）で行うこととしている。HTTR の過剰反応度の燃焼による変化は臨界制御棒位置で評価している。これまでのところ、燃焼による過剰反応度の変化は小さいが、解析では燃焼による変化が大きくまたその挙動も異なり、測定結果を適切に評価できていない。これは BP 棒の燃焼挙動を適切に評価できていないと考えられることから、BP 棒周辺のモデル化について検討を行った。

## 2. 検討方法及び結果

### 2-1. セル燃焼計算による検討

HTTR の燃料体を対象としたセル燃焼計算で、BP 棒周辺のモデル化の影響について検討した。

(1) BP 棒内部のメッシュ分割の効果

BP 棒内部では、中心で低く外側で高い中性子束分布となる。これにより径方向の物質分布が生じ燃焼挙動に影響を与える可能性がある。このため、BP 棒内部を詳細に分割することによりこの効果を検討した。その結果、物質量分布の影響は小さく、HTTR の BP（B 含有量 2～2.5wt%）ではその影響は小さいことがわかった。

(2) BP 棒周辺の黒鉛部のメッシュ分割の効果

BP 棒周辺の黒鉛領域を詳細に分割することにより、BP の反応度価値を小さく評価することが明らかとなった。これにより燃焼による反応度価値の変化も小さくなり、より平坦な実効増倍率の変化となることが明らかとなった。

### 2-2. 全炉心計算燃焼計算による検討

BP 棒周辺の黒鉛部を詳細に分割したセルモデルを用いて、HTTR の全炉心燃焼計算を行った。結果を図に示す。同図には、低温(120℃、ゼロ出力)での臨界制御棒位置の変化を示している。BP 棒周りを詳細に分割したモデルでは、燃焼 100 日程度までの間平坦な変化が得られており、分割なしのモデルと比較して測定結果により近い燃焼挙動となっている。

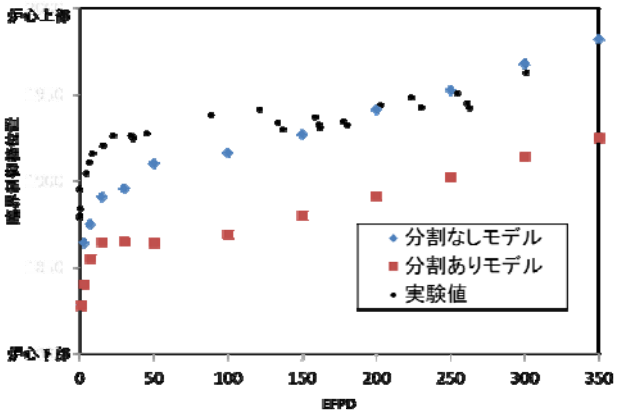



図　燃焼による臨界制御棒位置の変化

## 3. 結論

BP 棒周りのメッシュ分割が燃焼挙動に大きな影響を与えることが明らかとなった。今後、このモデルを元に解析を進めていく予定である。

*Nozomu Fujimoto[1], Yuki Hondai[2] Kodai Fukuda[3] and Minoru Goto[2]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA, [3]Tokyo Inst. Tech.

# 10 年以上冷却した使用済燃料に対する $^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比の測定と燃焼解析

Measurement and burnup analysis of $^{106}Ru/^{144}Ce$ activity ratio for spent fuel cooled more than 10 years

*佐藤 駿介[1]，名内 泰志[1]，早川 岳人[2]，木村 康彦[3]，須山 賢也[3]

[1]電中研，[2]量研機構，[3]原子力機構

10 年以上冷却した使用済燃料に対して、半減期の短い $^{106}Ru$ や $^{144}Ce$ のガンマ線を測定することは困難であるが、ポリエチレンを透過するガンマ線を測定することで検出効率を変化させ、両核種の測定を可能とした。燃焼度指標となる $^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比の測定値は、履歴を考慮した燃焼計算結果と一致した。

**キーワード：** $^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比，燃焼度クレジット，使用済燃料，ガンマ線測定，燃焼計算

## 1. 緒言

燃焼度クレジット適用時には炉管理データの燃焼度を実測により確証することが求められる[1]。本研究では、従来とは異なる新たな燃焼度指標として $^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比に着目した。$^{106}Ru$ と $^{144}Ce$ から放出されるガンマ線は主要な FP 核種から放出されるガンマ線よりもエネルギーが高く、透過力が高いため、より集合体内部の情報が測定値に反映され、集合体の代表的な値が測定可能であると考えられる。しかし、10 年以上冷却した燃料では、半減期の短い $^{106}Ru$(半減期 372d)及び $^{144}Ce$(同 285d)は大きく減衰しているため計数率上の S/N が悪く、検出器が正常に動作する計数率にも制限がある。先行的に実施した気中測定では両核種を定量できなかった。本測定では、ポリエチレン透過線を測定することで燃焼度指標測定時の実環境と想定される水中での測定を模擬し、$^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比が測定可能かどうかを検証した。

## 2. 実験

JAEA の燃料試験施設にて、高純度 Ge 検出器を用いて使用済燃料試料から放出されるガンマ線の波高スペクトルを測定した。本燃料試料は国内の原子力発電所で先行照射された高燃焼度 BWR 燃料(9×9 燃料(B 型))[2]の $UO_2$ 燃料棒から切り出されており、取出しから約 12 年が経過している。検出器と燃料試料の間に 60cm のポリエチレンブロックを設置することにより水中での測定を模擬した。これにより高エネルギー領域のガンマ線と比較して低エネルギー領域のガンマ線が相対的に減衰し、計数率上の S/N が向上する。測定により得られた波高スペクトルを Fig. 1 に示す。$^{106}Ru$ 及び $^{144}Ce$ の各ピーク面積と粒子輸送計算コード PHITS により計算した検出効率から両核種の相対放射能強度を求め、$^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比を導出した。

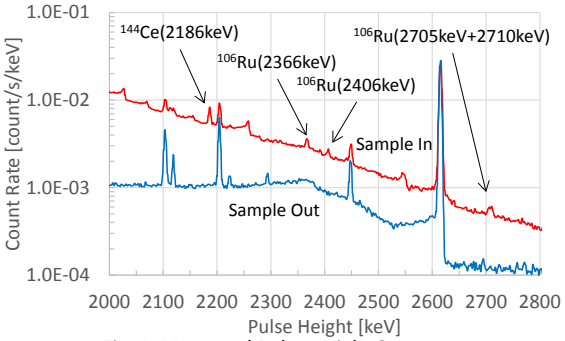



Fig. 1 Measured Pulse Height Spectrum

## 3. 燃焼計算

燃焼計算コード MVP-BURN を用いて、出力履歴[2]をトレースした 2 次元集合体体系での燃焼計算を実施した。この際、径方向は $UO_2$ 燃料棒が 4 分割、$UO_2$-$Gd_2O_3$ 燃料棒は 8 分割とし、集合体の 1/8 対称性を考慮した。また、燃料試料高さにおけるボイド率は、軸方向出力分布を仮定し推定した。核データライブラリには JENDL-4.0 及び ENDF/B-VII.0 を使用し、燃焼チェーンには ChainJ40 の汎用チェーンを用いた。その結果、$^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比の実験値(E)と計算値(C)は、両ライブラリ共に C/E=1.046±0.063 で一致した。

## 4. 結論

本測定手法により、約 12 年冷却した燃料に対しても $^{106}Ru$ と $^{144}Ce$ が測定可能であることを示し、$^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比の測定値が履歴を考慮した燃焼計算結果と測定の統計誤差の範囲内で一致することを確認した。したがって、燃焼度確証時の燃焼度指標として $^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比を利用できる可能性が示された。

**参考文献**

[1] IAEA, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, TS-R-1.
[2] JNES, 高燃焼度 9×9 型燃料信頼性実証成果報告書, 07 基炉報-002.

*Shunsuke Sato[1], Yasushi Nauchi[1], Takehito Hayakawa[2], Yasuhiko Kimura[3] and Kenya Suyama[3]　[1]CRIEPI, [2]QST, [3]JAEA

# CASMO5による軽水炉燃焼後燃料の核種組成測定値の解析
# (1) ウラン燃料

Analysis of measured isotopic compositions of fuels irradiated in light water reactors by CASMO5

(1) $UO_2$ fuel

*山本　徹、酒井　友宏、岩橋　大希
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

JENDL-4.0 ベースライブラリを用いる燃料集合体核計算コード CASMO5 による燃焼計算結果の不確かさ評価の一環として、国内外軽水炉において燃焼した PWR 及び BWR のウラン燃料についての燃焼計算を行い、核種組成測定値と比較評価した。

**キーワード**：JENDL-4.0、CASMO5、PWR、BWR、ウラン燃料、燃焼計算、核種組成測定値

## 1. 緒言

燃料集合体核計算コード CASMO5 については、JENDL-4.0 の核断面積及び核分裂収率を採用したライブラリが提供されており、主に炉心計算の核定数の作成に使用している。近年、国内外の軽水炉において燃焼した燃料の核種組成測定データが蓄積されてきていることから、CASMO5 の燃焼計算結果の不確かさに関する知見を蓄積することを目的として、核種組成が測定された燃料について、同コードにより燃焼計算を行い、核種組成の測定値と比較・評価した。本稿では、ウラン燃料の核種組成測定値との比較評価結果について報告する。

## 2. 核種組成測定データ

解析の対象とした測定データは、比較的新しいものであり、別途 2 次元格子計算コード等により解析され信頼性が確認されたものである [1]。PWR 燃料は 33 サンプル（濃縮度: 1.7～4.5wt%、燃焼度: 14～78GWd/t）、BWR 燃料は 29 サンプル（濃縮度: 2.1～4.9wt%、燃焼度: 17～68GWd/t）である。測定対象核種は、重核種（U、Np、Pu、Am、Cm 同位体）及び FP 核種（Sr、Mo、Tc、Ru、Rh、Ag、Sb、I、Cs、La、Ce、Nd、Pm、Sm、Eu、Gd 同位体）である。

## 3. CASMO5 燃焼計算

計算体系は、集合体 1 体の 2 次元無限格子体系とし、集合体の詳細仕様を考慮した。燃焼計算においては、詳細な履歴を考慮するとともに、組成測定値から評価された各サンプルの燃焼度を再現するように計算の入力である集合体断面平均の出力履歴を調整した。

## 4. 核種組成の比較及び評価

各核種について、核種組成計算結果(C)と測定値(E)の差(C/E-1)の平均値及びその標準偏差を求めた。その例として、図に重核種の結果を示す。PWR 及び BWR 燃料とも、主要な U 及び Pu 同位体については、C/E-1 及び標準偏差は小さい。

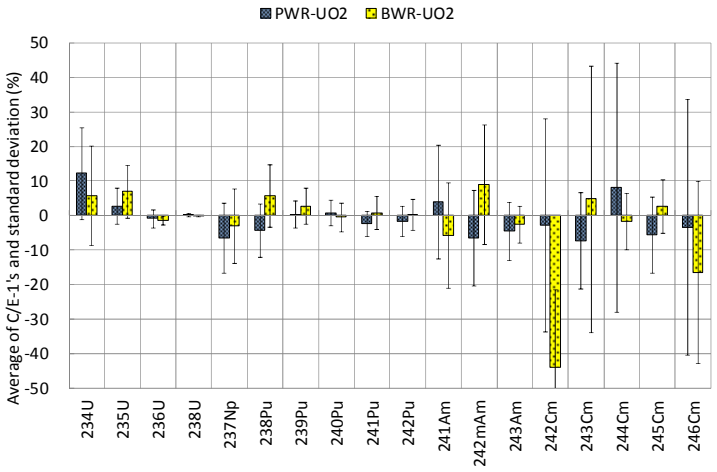



図 CASMO5 による軽水炉ウラン燃料の重核種の核種組成計算結果(C)と測定値(E)の差(C/E-1)の平均値及びその標準偏差

核種組成計算結果の予測誤差は、燃焼した集合体の反応度の予測誤差を生じさせるが、その評価のため、燃焼した燃料の測定対象各核種の原子数密度(N)に対する集合体の反応度(Δk/k)の感度係数((Δk/k)/(ΔN/N))を TSUNAMI コード [2] により計算し、核種組成の C/E-1 を掛けることにより反応度を求め、測定核種全体の総和を算出した。なお、感度計算では、簡単のために集合体体系の水素対ウラン原子数比を模擬するピンセル体系により計算を行った。本評価を、PWR 燃料では、高浜 3 号機 17x17 集合体の試料うち 5 試料（濃縮度: 4.1wt%、燃焼度:31～47GWd/t）、BWR 燃料では、福島第二 1 号機 8x8 集合体の試料のうち 6 試料（濃縮度: 3.91wt%、燃焼度: 27～44GWd/t）に適用し、得られた反応度の誤差を、集合体の燃焼初期と燃焼後の反応度の差（燃焼反応度）に対する割合として整理した。この結果、PWR 燃料では-3～2%の差となり、BWR 燃料では 1～7%過小評価となった。両燃料とも主な誤差は U 及び Pu 同位体による。これは、これらの同位体の C/E-1 は小さいものの、その原子数密度及び断面積が大きいためである。

## 参考文献

1) I.C. Gauld et al. “Uncertainties in predicted isotopic compositions for high burnup PWR spent nuclear fuel,” NUREG/CR-7012, ORNL/TM-2010/41, Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, U.S.A, (2011).　等

2) B.T. Rearden, “TSUNAMI-3D: control module for three-dimensional cross-section sensitivity and uncertainty analysis for criticality,” ORNL/TM-2005/39 (2011).

* Toru Yamamoto, Tomohiro Sakai and Daiki Iwahashi
Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

# CASMO5 による軽水炉燃焼後燃料の核種組成測定値の解析
# (2) MOX 燃料

Analysis of measured isotopic compositions of fuels irradiated in light water reactors by CASMO5
(2) MOX fuel

山本　徹、*酒井　友宏、岩橋　大希
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

JENDL-4.0 ベースライブラリを用いる燃料集合体核計算コード CASMO5 による燃焼計算結果の不確かさ評価の一環として、海外軽水炉において燃焼した PWR 及び BWR の MOX 燃料についての燃焼計算を行い、核種組成測定値と比較評価した。

**キーワード**：JENDL-4.0、CASMO5、PWR、BWR、MOX 燃料、燃焼計算、核種組成測定値

## 1. 緒言

燃料集合体核計算コード CASMO5 について、燃焼計算結果の不確かさに関する知見を蓄積することを目的として、核種組成が測定された燃料について、同コードにより燃焼計算を行い、核種組成の測定値と比較・評価した。本稿では、MOX 燃料の核種組成測定値との比較評価結果について報告する。

## 2. 核種組成測定データ

解析の対象とした測定データは、比較的新しいものであり、別途 2 次元格子計算コード等により解析されデータの信頼性が確認されたものである [1,2]。PWR 燃料としては、Gösgen 炉で 4 サイクル燃焼した 15x15 MOX 燃料集合体から採取した 1 サンプル（Pu-fissile 富化度：5.5wt%、燃焼度：70GWd/t）、BWR 燃料としては、Gundremmingen 炉で 6 サイクル燃焼した 9x9 MOX 燃料から採取した 4 サンプル（Pu-fissile 富化度: 5.5wt%、、燃焼度: 52～77GWd/t）である。測定対象核種は、重核種（U、Np、Pu、Am、Cm 同位体）及び FP 核種（Sr、Mo、Tc、Ru、Rh、Ag、Sb、I、Cs、Ce、Nd、Pm、Sm、Eu、Gd 同位体）である。

## 3. CASMO5 燃焼計算

測定試料を採取した MOX 燃料集合体は、部分 MOX 燃料炉心において燃焼しており、その周囲にはウラン集合体が配置されているので、炉心計算の核定数を作成する際に通常用いる 1 集合体体系に加えて、参照用として MOX 燃料集合体に 8 体のウラン燃料集合体が隣接する 3x3 集合体体系の燃焼計算も行った。いずれも 2 次元無限格子体系とし、集合体の詳細仕様及び詳細な燃焼履歴を考慮するとともに、組成測定値から評価された測定試料の燃焼度を再現するように計算の入力である集合体断面平均の出力履歴を調整した。

## 4. 核種組成の比較及び評価

各核種について、前記の 2 つの計算体系による核種組成計算値(C)と測定値(E)の差(C/E-1)を求めた。図に PWR MOX 燃料について、重核種の計算例を示す。C/E-1 に示す誤差範囲は測定値の誤差から計算したものを記載した。図に示すように 3x3 集合体体系として MOX 燃料周囲のウラン燃料の効果を取り入れることにより、測定データとの差が小さくなることが分かる。BWR MOX 燃料についても、同様の効果が認められた。また、本稿の結果は、先行して実施した詳細解析コード MVP-BURN 及び SRAC による解析結果 [1,2] と整合することを確認した。

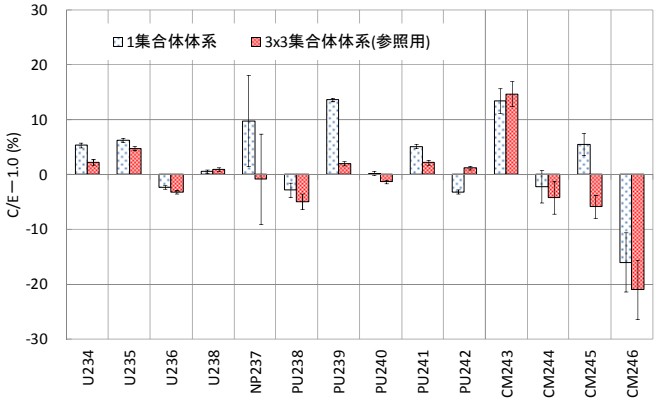



図 CASMO5 による PWR MOX 燃料の重核種の核種組成計算値(C)と測定値(E)の差(C/E-1)の結果

原子数密度(N)に対する集合体の反応度(Δk/k)の感度係数((Δk/k)/(ΔN/N))を求め [3]、U 及び Pu 核種の組成の予測誤差について、集合体の燃焼反応度（新燃料から燃焼後（58GWd/t）までの反応度差）に及ぼす影響を評価した。その結果、PWR の MOX 集合体の例では、1 集合体及び 3x3 集合体体系の計算では、それぞれ 18%及び 4%過小評価するとの結果を得た。BWR の MOX 集合体についても今後同様の評価を行う予定である。

## 参考文献

1) T. Yamamoto et al., “Analysis of measured isotopic compositions of high-burnup PWR MOX and $UO_2$ fuels in the MALIBU program,” J. Nucl. Sci. Technol., 49(9), pp. 910-925 (2012).
2) Y. Ando et al., “Analysis of measured isotopic compositions of high-burnup BWR MOX fuel,” J. Nucl. Sci. Technol., 48(3), pp. 384-397 (2011).
3)山本他「CASMO5 による軽水炉燃焼後燃料の核種組成測定値の解析 (1) ウラン燃料」、日本原子力学会 2016 秋の大会、予稿

Toru Yamamoto, *Tomohiro Sakai and Daiki Iwahashi
Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

# 米国 BWR における約 10 年停止後サイクルの炉心追跡計算

Core Follow Calculations of Operation Cycles
after About 10 Years Outage in U.S. BWR

大山勝義[1]，*阿萬剛史[2]，前田正[2]，吉井貴[2]，深尾明弘[2]
[1]東京電力ホールディングス，[2]テプコシステムズ

長期停止後サイクル炉心に対する炉心解析コード CASMO-4/SIMULATE-3 の適用性を確認することを目的として，米国 Browns Ferry3 号機（BWR）における 3916 日停止後サイクルのデータを用いて炉心追跡計算を行った。長期停止を考慮した定格出力運転時及び冷温時の臨界固有値は，通常期間停止後の他のサイクルの臨界固有値と概ね良好に一致した。CASMO-4/SIMULATE-3 は，長期停止後サイクルの臨界固有値を適切に評価できることから，長期停止後の取替炉心設計・運転予測に適用可能である。

**キーワード**：CASMO-4/SIMULATE-3，Browns Ferry3 号機，長期停止，臨界固有値

**1. 緒言**　米国 Browns Ferry 3 号機のサイクル 7 は，764 体中 32 体の燃料交換を行い，3916 日の長期停止の後に起動した。本検討では，サイクル 7 前後の運転データを入手し，炉心解析コード CASMO-4/SIMULATE-3 を用いて炉心追跡計算を行った。

**2. 解析**　定格出力運転時の臨界固有値評価では、長期停止の影響を考慮する手法を用いた。本手法では、SIMULATE-3 の長期停止を考慮するモデルを用いてサイクル初期臨界固有値に対する長期停止の影響量を評価し，CASMO-4 を用いて運転開始後の影響量の変化を評価した。同手法で評価した影響量をもとに，長期停止を考慮したサイクル 7 の臨界固有値を評価し，通常期間停止後サイクルとして他のサイクルの臨界固有値と比較した。

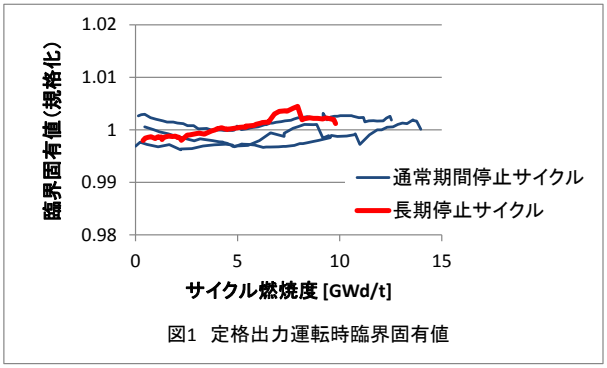


図1　定格出力運転時臨界固有値

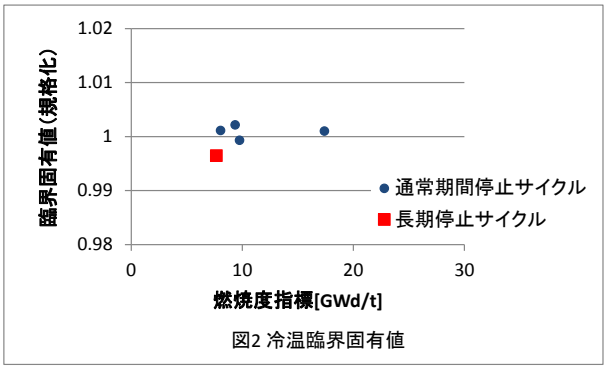


図2 冷温臨界固有値

冷温臨界時の評価では，SIMULATE-3 の長期停止を考慮するモデルを用いて，長期停止後サイクルの臨界固有値を評価した。通常期間停止後サイクルとして他のサイクルの冷温時臨界固有値と比較した。

**3. 結果**　定格出力運転時の臨界固有値の評価結果を図 1 に，冷温時の臨界固有値の評価結果を図 2 に示す。定格出力運転時，冷温時のそれぞれについて，臨界固有値の全データの平均が 1.0 となるように規格化した。長期停止後サイクルの臨界固有値は，通常期間停止後の他のサイクルの臨界固有値と概ね良好に一致した。

**4. 結論**　CASMO-4/ SIMULATE-3 は，長期停止後サイクルの臨界固有値を適切に評価できることから，長期停止後の取替炉心設計・運転予測に適用可能である。

**5. 謝辞**　米国 Tennessee Valley Authority の協力により運転データを入手した。ここに記して謝意を表す。

---

Katsuyoshi Oyama[1], *Tsuyoshi Ama[2],Tadashi Maeda[2],Takashi Yoshii[2] and Akihiro Fukao[2]　[1]TEPCO Holdings, [2]TEPSYS.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Wed. Sep 7, 2016 5:40 PM - 6:45 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 8:40 AM - 9:45 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [1L19-22] Experiment and Analysis

Chair: Hideki Matsumoto (MHI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1L19] Analysis of kinetic parameters and reactor period for CROCUS perturbed core

*Yasushi Nauchi[1], Andrea Zoia[2], Emeric Brun[2], Cedric Jouanne[2] (1.CRIEPI, 2.CEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1L20] Analysis of HTC critical experiments

(1)Phase 1,2

*SHIGEKI SHIBA[1], Tomohiro Sakai[1] (1.S/NRA/R)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[1L21] Preliminary Experiments for Reactor Noise Analysis using Neutron Detector with Eu doped $LiCaAlF_6$

*Kensuke Maeno[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1] (1.Nagoya University)

6:25 PM - 6:40 PM JST | 9:25 AM - 9:40 AM UTC

[1L22] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(9)Measurement of Doppler Effect for Metallic Fuel Alloy Material with Pulsed Neutron Source

*Hironobu Unesaki[1], Tadafumi SANO Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1], Akihiro Hara[2], Yasushi Tsuboi[2], Kazuo Arie[2] (1.Kyoto University Research Reactor Institute, 2.Toshiba Corporation)

6:40 PM - 6:45 PM JST | 9:40 AM - 9:45 AM UTC

Time reserved for Chair

# CROCUS 摂動炉心の動特性パラメータと炉周期の解析

Analysis of kinetic parameters and reactor period for CROCUS perturbed core

*名内 泰志[1]，Andrea Zoia[2]，Emeric Brun[2], Cedric Jouanne[2]
[1]電中研，[2]仏国 CEA

CROCUS の摂動炉心について、動特性パラメータを計算し、炉周期から逆時間方程式で反応度を導出し、臨界体系に対する動特性パラメータ使用時と差がないことを確認した。また炉周期の直接計算を行い、その計算値と逆時間方程式による反応度がバイアス量を含む $k_{eff}$ 計算と概ね整合することを確認した。

**キーワード：**CROCUS、炉周期、動特性パラメータ、摂動炉心

**1. 緒言** 電中研と CEA は、IFP 法[1]による動特性パラメータ計算機能を MCNP-5 と TRIPOLI-4 に各々導入した。次に CROCUS 炉心[2]の臨界、摂動体系の実効増倍率 $k_c$、$k'$、実効遅発中性子割合$\beta_{eff}$、generation time $\Lambda$及び臨界体系の$\beta_{eff,ij}$ を計算し、コード間の一致を以て、双方のコード、入力モデルの検証とした。また、炉周期$\omega'$[1] と臨界体系の$\beta_{eff,ij}$ 及び先行核群崩壊定数$\lambda_{ij}$ から逆時間方程式$\rho_{in}=\omega\Lambda+\Sigma_{ij}(\omega\beta_{\mathrm{eff},ij}/(\omega+\lambda_{ij}))$で反応度$\rho_{in}$を求め(図 1 青)、反応度$\Delta(1/k_{eff})=1/k_c-1/k'$と比較した(図 1 黒) [3]。本報では$\beta_{eff,ij}$ 計算の妥当性確認の一貫として$\beta_{eff,ij}$ の摂動影響を評価した。また IFP 法と独立に$\omega$の直接計算も試み$\beta_{eff,ij}$ との関連を調べた。

**2. 反応度解析** CROCUS は低濃縮度 $UO_2$ 及び U 金属燃料棒からなる軽水減速型格子体系で、a)臨界水位到達後の水位上昇と、b)吸収体(ほう酸水入棒、エルビア入棒)挿入条件で臨界とした後の吸収体引き抜きにより反応度投入を行い、$\omega$を測定している。摂動体系の$\beta_{eff,ij}$ を JEFF-3.1 のライブラリを用いて MCNP-5 で計算し、$\omega$の測定値[2]を用い、逆時間方程式で反応度$\rho_{in}$ を求めた(図 1 赤)。$\beta_{eff,ij}$ の摂動による$\rho_{in}$ の摂動は 0.2%以下と小さいことがわかった。$\Delta(1/k_{eff})=1/k_c-1/k'$ (図 1 黒)を基準とすると、$\rho_{in}$ は～4.0pcm 過大評価となった。

**3. 炉周期直接計算** $\omega$は厳密には即発、遅発中性子生成演算子 $B_p$、$B_d$、中性子消滅演算子 $A$、中性子束$\varphi$に関して$\omega'\varphi'V+A\varphi=B_p\varphi+\Sigma_{ij}\{\lambda_{ij}B_{d,ij}\varphi'/(\omega'+\lambda_{ij})\}$満たす最大値である。右辺を源とし左辺を解いて中性子束を求め、次世代の源形状を求めるとともに、源の絶対値が合致するように$\omega'$を調整する iteration 計算[4]で$\omega'$を求めた(表 1)。$\omega'$は実験値$\omega$に対し 7～13 倍過大評価となった。しかし$\omega'$を用いた逆時間方程式での反応度$\rho_{in}$は、各体系の $k'$から得られる固有値にバイアスがない条件での反応度 $1-1/k'$と誤差 7%程度で一致した。これにより$\beta_{eff,ij}$ が$\omega'$の計算値と $k'$を関連つけることが確認された。$\omega'$が $k'$に関連つくことから、$\omega'$直接計算の精度向上には中性子増倍計算のバイアス量の低減(計算モデルと核データ)が重要と示唆される。

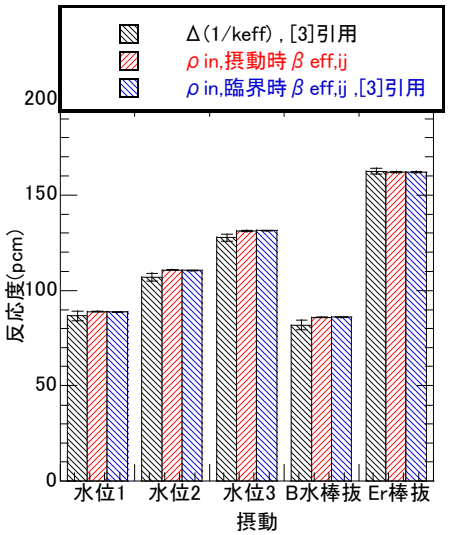



**図 1 $\beta_{eff,ij}$ と逆時間方程式による反応度.**

**表 1 炉周期直接計算値による反応度評価**

| 体系 | | $k_{eff}$ | ωの比較 実験値 sec$^{-1}$ | ωの比較 計算値 sec$^{-1}$ | ωの比較 C/E | 反応度の比較 $\rho_{in}$ pcm | 反応度の比較 $1-1/k'$ pcm | 反応度の比較 $\rho_{in}/(1-1/k')$ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 臨界 | $k_c$ | 1.00251 | | | | | | |
| 水位 1 | $k'$ | 1.00338 | 0.0134 | 0.1686 | 12.6 | 361.0 | 336.7 | 1.072 |
| 水位 2 | $k'$ | 1.00358 | 0.0182 | 0.1803 | 9.9 | 370.2 | 356.9 | 1.037 |
| 水位 3 | $k'$ | 1.00379 | 0.0234 | 0.2236 | 9.6 | 400.0 | 377.6 | 1.059 |
| B 水棒入 | $k_c$ | 1.00244 | | | | | | |
| B 水棒抜 | $k'$ | 1.00327 | 0.0129 | 0.1537 | 12.0 | 346.9 | 325.4 | 1.066 |
| Er 棒入 | $k_c$ | 1.00239 | | | | | | |
| Er 棒抜き | $k'$ | 1.00402 | 0.0330 | 0.2548 | 7.7 | 416.3 | 400.6 | 1.039 |

**参考文献** [1]Y. Nauchi et al.,JNST47,977, [2] OECD/NEA, 2007. Benchmark on the kinetics parameters of the CROCUS reactor, in Plutonium recycling, vol. IX, NEA 4440, [3] Zoia, A., et al. Ann. Nucl. Energy (2016), in press, http://dx.doi.org/10.1016/j.anucene.2016.06.024 Available online 7 July 2016, [4]Y. Nauchi, SNA+MC2013

*Yasushi Nauchi[1], Andrea Zoia[2], Emeric Brun[2], Cedric Jouanne[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]CEA.

# HTC 臨界実験解析;（1）Phase 1,2 炉物理実験

Analysis of HTC critical experiments ; (1) Phase 1,2

*柴　茂樹、酒井　友宏

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0 及び JENDL-4.0 ライブラリを用いて燃焼燃料を模擬した HTC 臨界実験を解析した結果について報告する。

**キーワード**：MVP- 2.0、JENDL-4.0、HTC 臨界実験、妥当性確認、臨界実効増倍率

## 1. 緒言

米国原子力規制委員会の暫定スタッフ指針 [1]（ISG-8 Rev.3）では、燃焼が進んだ燃料に対する臨界安全評価コードの妥当性の確認には French Haut Taux de Combustion 臨界実験データ [2]（以下「HTC 臨界実験データ」という。）を用いて実施することを推奨している。HTC 臨界実験は、濃縮度 4.5wt%の典型的な PWR 燃焼燃料（燃焼度 37.5GWd/t）の Pu 同位体組成を忠実に模擬した燃料棒を用いて実施された。同実験は、核データの検証に重点を置いた均一体系の炉物理実験（Phase 1,2）及び使用済燃料プールや使用済燃料輸送容器での集合体配置を模擬した工学的実験（Phase 3,4）の 4 つから構成される。本稿では、これまで整備してきた JENDL-4.0 ライブラリを使用した MVP-2.0 を使用して、核データの検証に重点を置いた均一体系の炉物理実験（Phase 1,2）データを用いた同コードの妥当性の確認結果を報告する。

## 2. HTC 臨界実験 Phase 1,2（炉物理実験）の解析

HTC 臨界実験 Phase 1,2 は、図 1 に示すように純水中の燃料格子板に燃料棒を配列した均一格子の臨界実験（Phase 1）並びに減速材に中性子毒物であるほう素又はガドリニウムを添加した溶液中の均一格子の臨界実験（Phase 2）で構成されている。これらの均一格子の臨界実験は、燃料棒間隔とその配列数の組合せで臨界水位を測定した実験となっており、Phase 1,2 でそれぞれ 18 ケース、41 ケースである。各ケースについて、臨界実効増倍率を解析し、MVP-2.0/JENDL-4.0 の妥当性の確認を行った。

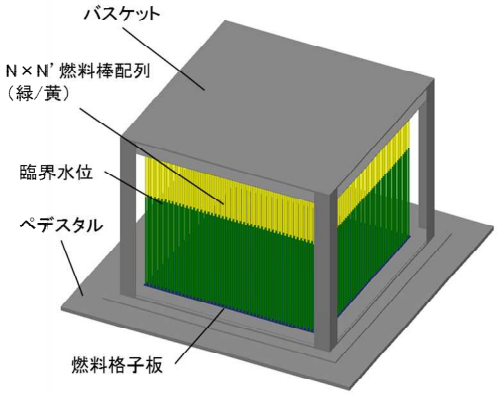



図 1 HTC 臨界実験 Phase 1,2 の解析体系

## 3. 解析結果

(1)Phase 1　Phase1 試験は燃料格子ピッチを 1.3cm（減速不足）～2.3cm（減速過多）状態まで変化させて、減速度に対する依存性を検討したものであるが、MVP-2.0/JENDL-4.0 の臨界計算結果は、図 2 に示すように減速度に対する臨界実効増倍率の依存性は見られず、臨界実効増倍率の平均は 1.0003±0.0007 となった。この結果から、臨界性は良好であり、結果のばらつきも小さい。

(2)Phase 2（ガドリニウム溶液）　Phase 2（ガドリニウム溶液）試験は、水中に中性子毒物の硝酸ガドリニウムを溶かしたものであり、格子ピッチとガドリニウム濃度がパラメータとなっている。MVP-2.0/JENDL-4.0 の臨界計算結果は、図 2 に示すよう格子間隔に対して臨界実効増倍率がわずかに上昇する傾向がみられた。臨界実効増倍率の平均は 1.0014±0.0009 となり、臨界性は良好であり、結果のばらつきも小さい。

(3)Phase 2（ほう素溶液）　Phase 2（ほう素溶液）試験は、水中に中性子毒物のほう素を溶かしたものであり、格子ピッチとほう素濃度がパラメータとなっている。MVP-2.0/JENDL-4.0 の臨界計算結果は、図 2 に示すように臨界実効増倍率のばらつきが大きいため、格子間隔に対する依存性は認められなかった。臨界実効増倍率の平均は 1.0009±0.0026 となり、臨界性は良好であるが、他の結果と比較してばらつきは大きくなった。これは、実験のほう素濃度調整誤差に起因する影響によるものと推定される。

今後、Phase 3,4 の結果についても報告を行う予定である。

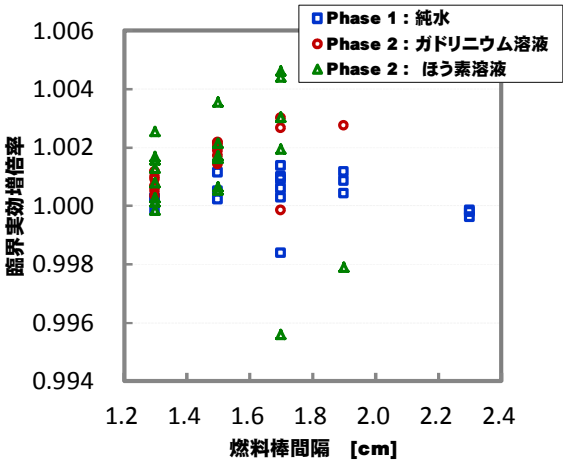



図 2 HTC 臨界実験 Phase 1,2 の解析結果

## 参考文献

[1] The Nuclear Regulatory Commission, Division of Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance – 8 Revision 3,“Burnup Credit in the Criticality Safety Analyses of PWR Spent Fuel in Transport and Storage Casks”,(2012)

[2] F. Fernex, et al., “HTC Experimental Program: Validation and Calculational Analysis”, Nuclear Science and Engineering, vol.162, pp.1-24 (2009).

* Shigeki Shiba and Tomohiro Sakai

Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

# Eu:TRUST LiCAF を用いた炉雑音実験に向けた予備実験

## Preliminary Experiments for Reactor Noise Analysis using Neutron Detector with Eu doped $LiCaAlF_6$

名大　*前納健佑[1],　遠藤知弘[1],　山本章夫[1]
[1]名古屋大学

福島第一原子力発電所(1F)炉心溶融事故により発生した溶融燃料取り出し作業時の未臨界度測定に向け、γ線バックグランドが高い場で中性子を測定することができる小型中性子検出器について検討した。本研究では、キリタンポ状の Eu:TRUST LiCAF で波長シフトファイバを包んだ形状の検出器を試作し、中性子/γ 線弁別性能を過去の知見と比較した。また、Cf 自発核分裂中性子源を用いた炉雑音測定の予備実験を実施した。

**キーワード：Eu:TRUST LiCAF、未臨界度測定、炉雑音解析、溶融燃料取り出し**

**1.緒言**　1F 炉心溶融事故により発生した溶融燃料は、原子炉構造材･制御棒材料と混ざり合い冷え固まった「燃料デブリ」として炉内に存在している。1F 廃炉に向け燃料デブリを取り出す必要がある。この際、作業現場の未臨界度($-\rho$)を監視することで作業の安全性・効率性を担保できる。燃料デブリ取り出し作業を想定した場合の未臨界度測定手法として、体系に動的変化を加えない中性子源増倍法や炉雑音解析手法が挙げられる。これまで、燃料内の固有中性子源(自発核分裂,(α,n))のみで中性子計数を測定し、両手法に基づく未臨界度測定が可能であることが確認されている。しかし、燃料デブリ取り出し現場は高γ線量率場であるため、高線量率のγ線が中性子検出器に影響を与え、未臨界度測定値に影響を与えるといった問題点が生じ得る。また、一般的に $^3$He を利用した中性子検出器が用いられているが、ガス封入型検出器であるため検出器形状の自由度は低く、検出器挿入に十分なスペースを要する。本研究では、検出器形状の自由度が高い Eu:$LiCaAlF_6$(LiCAF)を用いたシンチレーション検出器を試作し、中性子/γ 線弁別性能を評価した。また、炉雑音実験を行う予備実験として、名大内で中性子源を用いた雑音実験を行い試作した検出器の性能を評価した。

**2.Feynman-α 法**　Feynman-α 法は炉雑音解析法の一種であり、中性子が検出された時刻情報を統計処理することで未臨界度を推定する手法である。ある時間幅 $T$ の間に中性子の検出を行い、検出された中性子数の真の平均値を $C(T)$とする。この測定を多数回繰り返した場合、検出中性子数$C(T)$に対する 2 次中性子相関量 $Y$ 値は(1)式で定義される。得られた$Y(T)$値に対して(2)式をフィッティングすることで即発中性子減衰定数$\alpha$を推定し、臨界時の即発中性子減衰定数$\alpha_0$を用いて(3)式によりドル単位の未臨界度$(-\rho_\$)$を測定する。

$$Y = \frac{\langle C(T)^2\rangle - \langle C(T)\rangle^2}{\langle C(T)\rangle} - 1 \quad (1)$$

$$Y(T) = Y_\infty\left(1 - \frac{1-e^{-\alpha T}}{\alpha T}\right) \quad (2)$$

$$(-\rho_\$) = \left(\frac{\alpha}{\alpha_0} - 1\right) \quad (3)$$

**3.Eu:TRUST-LiCAF[1]**　$LiCaAlF_6$ 結晶は中性子との $^6$Li(n,α)t反応により発光するため、この反応を中性子検出に利用することができる。結晶を大きくすることで検出効率は向上するが、n/γ 弁別性能は低下する。そこで、結晶を小片上に加工し透明樹脂中に分散させる(Transparent RUbber SheeT)ことでγ線除去能力･高い中性子感度を持つ検出媒体となる。これを Eu:TRUST-LiCAF と呼ぶ。

**4.試作した検出器の概要**　Eu:TRUST-LiCAF を用いることで、小型(5[mm] × 50[mm])で中性子に対し高感度かつ n/γ 弁別性能が高い検出器の作成を試みた。本研究では、検出効率の向上を狙い、波長シフトファイバの周りを TRUST-LiCAF で包み込んだ、キリタンポ状の形状に加工した。

**5.実験結果･考察**　名大内で①n/γ 弁別実験、②中性子検出時刻情報収集実験を行った。①については、まず、比較的弱いγ線源として$2.1 \times 10^5$[Bq]の $^{60}$Co を用いた。この時 $^{252}$Cf は$1.5 \times 10^5$[Bq]であった。Fig.1 左に示すようにγ線源がある場合であっても中性子起因のピークを確認することができた。次に$1.0 \times 10^6$[Bq]の $^{137}$Cs を用いて同様の実験を行った(Fig.1 右)。この結果から$10^6$程度のオーダーであれば弁別できることを確認した。②については、γ線源がある場･ない場において中性子検出時刻を収集し、$Y(T)$を測定した。また、得られた$Y(T)$の結果を $^3$He 検出器と比較し、同様の結果が得られることを確認した(Fig.2 左)。次に、核分裂反応が検知できていることを確認するために、ポアソン中性子源($^{241}$Am-Be)を用いて同様の実験を行った(Fig.2 右)。$^{252}$Cf 自発核分裂で発生した中性子の場合は放出数にばらつきがあるため、$C(T)$の分散が大きくなり$Y(T)$は正となることを確認した。ポアソン中性子源で$Y(T) < 0$となった理由は検出器不感時間に依る。以上より、試作した Eu:TRUST-LiCAF 検出器を用いた炉雑音解析により核分裂反応の検知が可能であることを確認できた。

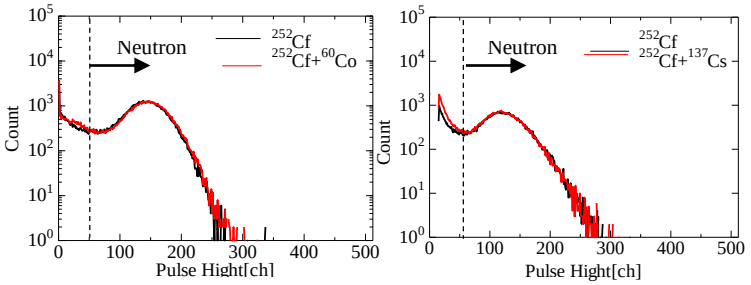



Fig. 1 n/γ 弁別結果(左:Cf,Co,右:Cf,Cf,Cs)

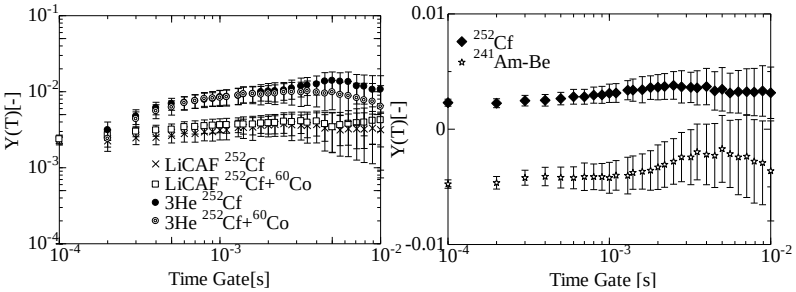



Fig. 2 $Y(T)$測定結果(左:LiCAF,$^3$He 検出器比較, 右:$^{252}$Cf, $^{241}$Am-Be 源比較)

**謝辞**　本研究成果は科研費(15K18317)の助成による。

**参考文献**　**[1]**D. Sugimoto, K. Watanabe, A. Yamazaki, A. Uritani, et al., “Study on neutron detector using transparent rubber sheet with dispersed small pieces of $LiCaAlF_6$ scintillator,” *Physics Procedia*, **60**, pp. 349-355, (2014).

*Kensuke Maeno[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

# MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （9）パルス中性子源を用いた金属燃料合金材のドップラ効果測定

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(9) Measurement of Doppler Effect for Metallic Fuel Alloy Material with Pulsed Neutron Source

*宇根崎　博信[1]，佐野　忠史[1]，堀　順一[1]，高橋　佳之[1]，中島　健[1]，
原　昭浩[2]，坪井　靖[2]，有江　和夫[2]
[1]京大炉，[2]（株）東芝

金属燃料合金材の代替候補である Mo がドップラ反応度に与える影響の評価を目的として、京大炉 LINAC パルス中性子源を用いて TOF 法により温度 300K と 600K における Mo の中性子吸収率を測定した。その結果、10eV から 1keV の共鳴において温度上昇に伴うドップラ拡がりの観測に成功した。

**キーワード：ドップラ効果、燃料合金材、京大炉 LINAC、パルス中性子源、TOF 法**

**1. 緒言**　軽水炉使用済み燃料中のプルトニウム(Pu)とマイナーアクチニド(MA)を回収し、ウラン(U)を含まない MA 入り Pu 燃料（TRU 金属燃料）を用いた金属燃料高速炉サイクルの研究[1]を進めている。ウラン無し金属燃料を用いた炉心は、ウランを含んだ燃料に比べてドップラ反応度が減少する。このドップラ反応度減少を抑制するために燃料合金材 Zr の代替材として Mo や Nb を用いることを検討している[2]。しかし、Mo や Nb の中性子吸収断面積の不確かさが大きいと考えられることから、ドップラ反応度評価における精度向上が必要となる。そこで、本研究では京大炉ライナックのパルス中性子源を使用し、TOF 法を用いて Mo の中性子吸収率の温度変化の測定を行った。

**2. 実験**　京大炉ライナックの 10m 測定室に BGO 検出器と昇温装置、中性子遮蔽体から成る実験体系を構築した。天然組成 Mo 板試料の温度を昇温装置で 300K 及び 600K に保ち、中性子飛行時間(TOF)法を用いて中性子吸収率の測定を実施した。

**3. 結果**　図に厚さ 0.5mmt の Mo 試料に対する 44eV 共鳴（Mo95）近傍の中性子吸収率を示す。本共鳴では試料温度の上昇によって共鳴幅と共鳴ピーク値の増加が観測された。この共鳴は s 波共鳴なので弾性散乱断面積は干渉効果により非対称となっており、更に、放射幅（156meV）に対して中性子幅が 266meV と比較的大きいため、通常の吸収物質に比べ試料中に於いて散乱を経て吸収される中性子の寄与が大きいと予測される。このため、図では高エネルギー側に幅が拡がっている。

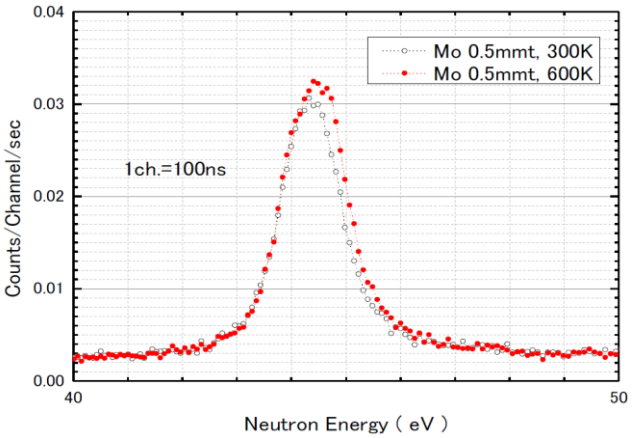



図　厚さ 0.5mmt の Mo 試料中の 44eV 共鳴におけるドップラ効果

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

**参考文献**

[1] K. Arie, et. al., Proc. of Global 2015, Sep. 20-24, Paris, France, Paper 5096, (2015).
[2] K. Arie, et. al., Proc. of ICAPP 2014, Charlotte, USA, April 6-9, (2014).

*Hironobu Unesaki[1], Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1], Akihiro Hara[2], Yasushi Tsuboi[2] and Kazuo Arie[2]
[1]Kyoto University Research Reactor Institute, [2]Toshiba Corporation.

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 10:50 AM JST | Wed. Sep 7, 2016 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [1M01-03] Characteristics of Liquid Li-Lead

Chair: Makoto Nakamura (QST)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [1M01] Chemistry of H solution and diffusion in Li-Pb eutectic alloy

*Fukada Satoshi[1], Takuji Oda[2], Kazunari Katayama[1], Mao Kinjyo[1], Terunori Nishikawa[1] (1.Kyushu Univ., 2.Seoul Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [1M02] Argon gas and hydrogen isotope behavior in $Li_{17}Pb_{83}$

*Terunori Nishikawa[1], Satoshi Fukada[1], Mao Kinjo[1], Kazunari Katayama[1] (1.Kyushu University)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

### [1M03] Molecular Dynamics Study on Physical Properties of Liquid Lead-17lithium Alloy

*Yun Gao[1], Guido Raos[2], Carlo Cavallotti[2], Minoru Takahashi[3] (1.Tokyo Institute of Technology, Graduate school of Engineering, Department of Nuclear Engineering, 2.Politecnico di Milano, 3.Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# Li-Pb 共融合金における水素溶解と拡散の化学

Chemistry of H solution and diffusion in Li-Pb eutectic alloy

*深田智[1]，小田卓司[2]，片山一成[1]，金城真生[1]，西川央哲[1]
[1]九州大学大学院総合理工学研究院、[2]ソウル大学

有望な液体ブランケット材のLi-Pb共融合金からのトリチウム回収に関わる水素溶解と拡散現象をミクロスケールで考え、これまで独立に測定されていた諸結果を統一して整理し理解するとともに、Li-Pb内部で起こる化学を考察した。

キーワード：Li-Pb共融合金、核融合炉、ブランケット、トリチウム

$Li_{17}Pb_{83}$はLi原子分率が0.16付近で共融組成を示す合金，融点が235℃，300℃-600℃の温度域で液体ブランケットを構成できる有用な材料が共通認識で，ITER-TBMでもHeを冷却材にしたHCLLあるいは一部冷却材にも使用したDCLL設計が研究目標となっている。最近は，Li-Pb研究も多角化し始めているが，各研究はいまだそれぞれの中で閉じており，今後液体ブランケットLi-Pbを増殖材として使用を目指すため、それと最も関係深いH同位体溶解と拡散に係る相互作用について過去の研究を調べ，ミクロスケールで再考察をした。

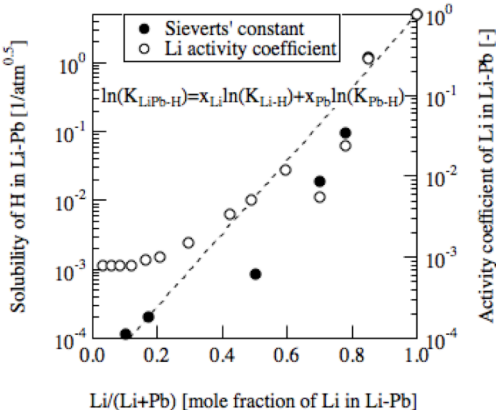



図1　Li-Pb組成の異なる混合物の水素溶解度

まず相図から判断して，LiPb金属間化合物とPbがほぼ1:2で共融した状態が$Li_{17}Pb_{83}$と考えられる。組成比を変えた場合のSieverts定数と蒸気圧から求めた活量係数をまとめて図1に整理した。純LiとPbの各Sieverts定数は、$10^5$倍の違いがあるが，混合したものは、第1近似としてモル分率で重みをつけた両者のSieverts対数平均値に近い。これを蒸気圧から求めた活量係数で見ると，Liモル分率が0.5以下のとき、活量係数が$10^{-3}$程度でほぼ一定になり、それよりLiモル分率が上がると、Liの活量係数が増加し、0.5以上で活量係数が急激に増加する。これは、共融状態では単独のLiH結合だったのが、Li濃度が増加するに従って、Liの多原子金属結合が飛躍的に増加する事が原因と考える。

これを別のミクロスケール視野から裏付ける。Li-Pb共融合金中の水素はいずれの組成でも原子状で溶解する。第1原理MDの計算結果[1]より，Li-Pb中の水素原子Hが最初Liに近い位置にあるとき安定化し，$Li^+H^-$結合状態にある。Li-Pb原子中をHが拡散移動する時，途中Pb原子間で囲まれた擬4面体位置を経過し、原子状$H^0$状態となり，次に再度隣接するLiと$Li^+H^-$結合して安定化する。LiH結合エネルギーと拡散移動の活性化エネルギーはMD計算より0.29eVと見積もられ、実験値と整合する。Liが0.5以下のとき，この遮蔽効果が十分に働き、LiH化学状態にはそれ程変化が無いが，0.5以上になると，再近接原子に隣接Liの影響が働き始め，溶解度と活量係数が増加する。

Li-Pbへの不活性ガス溶解が最近報告されている。液体金属原子間中の空隙層への溶解と考え、これを熱力学的にはOstwald溶解式を使って整理できるのではないかと考えた。想定される関係式は、$K_{Ostwald} = exp\left[-\frac{E+4\pi r_b^2\gamma}{k_B T}\right]$であり、溶解ガス原子（分子）は溶液からの引力Eと表面張力$4\pi r_b^2\gamma_{st}$を加えたエネルギー状態で溶解する。従って、原子(分子)半径$r_b$の小さい水素溶解度が大きく、He, Arになるに従って小さくなる。Li-Pbへの不活性ガス溶解度にFlibeの値をまとめて右図に示す。両者とも同じ関係で理解できる。

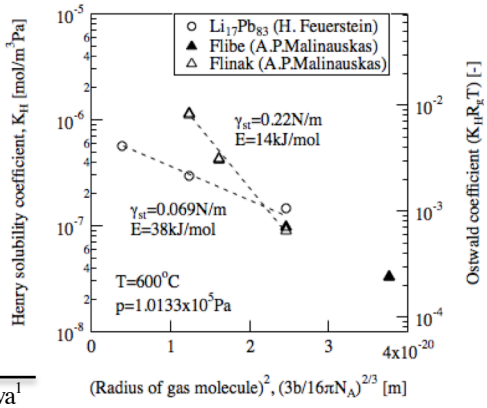



図2　$Li_{17}Pb_{83}$ガス溶解度の分子径の違い

1) D. Masuyama, et al., Chemical Phys. Letters, 483 (2009) 214-218.
2) S. Fukada, et al., J. Nucl. Mater., 358 (2006) 235-242.

*Satoshi Fukada[1], Takuji Oda[2], Kazunari Katayama[1], Mao Kinjyo[1], Terunori Nishikawa[1]
1Kyushu University, 2Seoul National University

# $Li_{17}Pb_{83}$におけるアルゴンガス及び水素同位体挙動の把握

Argon gas and hydrogen isotope behavior in $Li_{17}Pb_{83}$

*西川　央哲[1]　金城　真生[1]　深田　智[1]　片山一成[1]

[1]九州大学大学院　総合理工学府

核融合炉ブランケット増殖材の一つとして、本研究グループは液体増殖材の中で、トリチウム溶解度が低く回収が容易等の観点から $Li_{17}Pb_{83}$（以下 LiPb と示す）で実験を行っている。今回は LiPb に溶解する水素同位体と不活性ガス気泡との相互作用を把握する。

**キーワード**：液体増殖材、ブランケット、リチウム鉛、水素同位体、バブリング法

## 1. 緒言

LiPb への $Ar+H_2$ 気泡から $H_2$ の溶解移動、逆に Ar 気泡への溶解水素の移動過程を以前調べた。本実験では、LiPb への不活性ガスの直接溶解と離脱の過程を調べた。溶解量と移動速度を明らかにし、不活性ガスの移動過程を実験と解析で明らかにした。

## 2. 実験・結果

LiPb ポット内に 5%$H_2$ 残り Ar ガスをバブリングにより供給した後、Ar ガスによりバブリングを行い LiPb 中の水素を回収した。図 1 に物質移動係数を示す。LiPb とバブルの間に生じる濃度境界層内水素の拡散、ポットの空隙拡散の二つの移動過程を考慮した解析式を立てその式を水素供給時、脱離時の実験結果に対してフィッティングした結果、濃度境界層における水素の物質移動係数を算出できた。

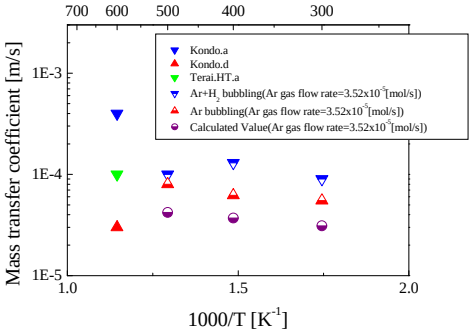



図 1　物質移動係数

図 2 に LiPb 及び Pb における不活性ガス溶解量を示す。LiPb ポット内に Ar ガスをバブリングにより供給し、Ar が一定濃度になった後、He ガスバブリングすることで、LiPb 中に溶解している Ar を回収した。またポット内の温度と He バブリングの流量を変化させて実験を行った。その結果 He バブリングによる Ar 回収では流量に関わらず溶解量は一定だった。また、Ar ガス脱離の物質移動係数も測定した。

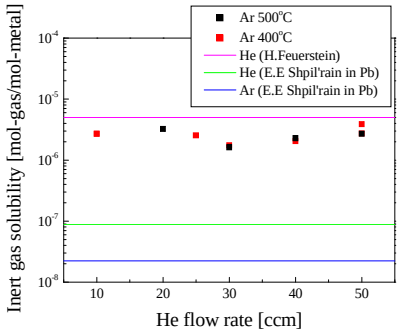



図 2　LiPb 及び Pb における不活性ガス溶解量

## 3. 考察

LiPb 中の Ar 濃度が非常に低く、LiPb 中に溶解している Ar が He バブルに移行する際の吸着・離脱過程などが流量に依存しない。また、水素はガスでは分子状、LiPb 中では原子状で存在している。その為、水素供給時では分子から原子に素早く移行し、脱離時には原子から気液界面で吸着・再結合し気泡内部へ拡散する。この違いにより、供給時と離脱時の物質移動係数に違いが生じたと考えられる。

## 参考文献

[1] T.Muneoka,S.Fukada,R.Yoshimura,K.Katayama,Y.Edao,T.Hayashi,Fus.Sci Technol., 68,(2015),443-447.

*Terunori Nishikawa[1], Satoshi Fukada[1], Mao Kinjo[1] and Kadzunari Katayama[1]

[1]Kyushu Univ. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences

# 液体リチウム鉛合金(Pb-17Li)の物理的特性に関する分子動力学的研究

Molecular Dynamics Study on Physical Properties of Liquid Lead-17lithium Alloy

*高　雲[1,2]，Guido RAOS[2]，Carlo CAVALLOTTI[2]，高橋　実[3]
[1]東工大院原子核，[2]Politecnico di Milano，[3]東工大先導原研

核融合炉の液体金属ブランケットの候補材とされているリチウム鉛(Pb-17Li)の密度，比熱及び粘性係数などの物理的特性を埋め込み原子法（EAM）を応用した分子動力学解析によって求めた．この解析結果を過去の実験結果と比較し，液体リチウム鉛の物性について理論的に明らかにした．

**キーワード**：リチウム鉛，分子動力学法，原子埋め込み法，密度，熱膨張率，熱容量，粘性係数

**1.　緒言**　高い化学的活性度のリチウムと重金属鉛との共晶鉛であるリチウム鉛 (Pb-17at%Li) は，化学的活性度が抑制され，核融合炉の液体金属ブランケットの候補材とされている．しかし，その密度，熱膨張率，熱容量および粘性係数等の物理的特性については，実験データ[1]はあるものの，理論的研究は十分とはいえない．そこで，本研究では，分子動力学法 (Molecular Dynamics method, MD) 解析を用いて，理論的に液体リチウム鉛の物理的特性を求め，実験結果と比較することにより，液体リチウム鉛の物理的特性を理論的に明らかにした．

## 2.　解析方法

**2-1. EAM ポテンシャルモデル**　液体合金の成分である Pb 原子と Li 原子間のポテンシャルエネルギーを再現するため，電子密度汎関数に基づく埋め込み原子法（Embedding Atom Method, EAM[2,3]）を適用した．EAM は Daw 及び Baskes によって最初に提案され多体汎関数ポテンシャルの一種であり，電子密度汎関数近似理論から導出されている[2]．そのポテンシャルエネルギーは式 $E=\sum_{i=1}^{N}\left[F(\rho_i)+\frac{1}{2}\sum_{j\neq i}\Phi(r_{ij})\right]$ から求められ，第１項の埋め込みエネルギーと第２項のペアポテンシャルエネルギーの和である．また，原子密度 $\rho$ は中心原子のまわりに存在する電子の量を表し，中心原子の配位数と密接な関係がある．

**2-2. 分子動力学法解析**　古典的分子動力学法オープン解析コード LAMMPS[4] を用いて，温度 573K～873K におけるカノニカルアンサンブル（NPT）モデル化したリチウム鉛の密度，熱膨張率および熱容量を求めた．一方，リチウム鉛の粘性係数の解析にはミクロカノニカルアンサンブル（NVT）を用いた．解析結果を実験結果[1]と比較し，解析モデルの妥当性について検討し，実験結果の補強も行った．

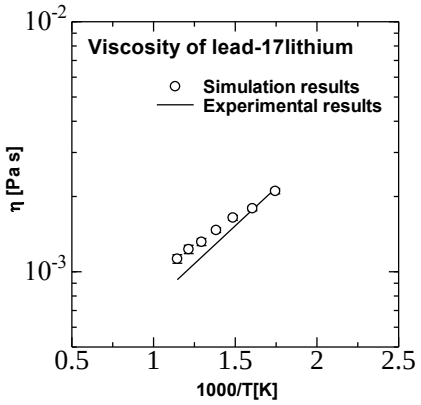



Fig.1. Simulation results of viscosity of Pb-17Li.

## 3.　解析結果および考察

解析によって求めた密度や熱膨張率等は実験と良く一致することがわかった．その一例としてリチウム鉛の粘性係数を Fig.1. に示す．低い温度において，解析結果は実験結果とよく一致するが，温度が 800K を超えると，解析結果は実験結果より 10%　程大きいことがわかった．次式のような粘性係数のアレニウス式が得られた．

$\eta = 3.83\times10^{-4}\,exp(7.682\times10^{3}\,/\,\mathrm{R}T)$ ($573\mathrm{K}\le T\le 873\mathrm{K}$)．密度，熱膨張率および熱容量の物理的特性の結果については講演で述べる．

**4.　結論**　多原子間ポテンシャルモデルとして EAM を応用した古典的分子動力学法解析によって，温度が 573K～873K における密度，熱膨張率，熱容量および粘性係数の物理的特性について求めることができ，実験結果とよく一致し，実験結果を補強することができた．また，本解析を通して，原子レベルで液体リチウム鉛の物性について評価することができた．今後，本解析方法を液体リチウム鉛の金属不純物の拡散係数の解析にも適用する予定である．

**参考文献**

[1] B. Schulz, Fusion Eng. Design 14 (1991) 199, [2] M.S.Daw and M. I. Baskes, phys. Rev. B 29, 6443(1984), [3] S. M. Foiles, Phys. Rev. B 37, 6121 (1988), [4] http://lammps.sandia.gov/

*Yun Gao[1,2], Guido Raos[2] , Carlo Cavallotti[2] and Minoru Takahashi[3]

[1]Dept. Nucl Eng., Tokyo Tech., [2]Politecnico di Milano, [3]LANE Tokyo Tech.

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

Wed. Sep 7, 2016 10:50 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 7, 2016 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [1M04-07] Tritium behavior and its containment

Chair: Fukada Satoshi (Kyushu Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

### [1M04] Observation of tritium desorption behavior from tungsten deposition layer by imaging plate method

*Kazunari Katayama[1], Mizuki Noguchi[1], Yuji Torikai[2], Naoko Ashikawa[3], Akira Taguchi[4], Satoshi Fukada[1] (1.Kyushu Univ., 2.Ibaraki Univ., 3.NIFS, 4.Univ. Toyama)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

### [1M05] Measurement of tritium released from solid breeder blanket

*Yoshinori Kawamura[1], Yuki Edao[1], Kentaro Ochiai[1], Tsuyoshi Hoshino[1] (1.QST)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

### [1M06] Tritium production and containment performance of lithium rod test module for high temperature gas-cooled reactor

*yuma ida[1], hideaki matsuura[1], satoru nagasumi[1], kazunari katayama[2], teppei ootsuka[3], minoru goto[4], shigeaki nakagawa[4] (1.kyushu univ., 2.kyushu univ, 3.kinki univ., 4.JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

### [1M07] Integrity of the vacuum vessel as a primary confinement barrier of a fusion DEMO reactor studied in the BA

*Makoto Nakamura[1], Youji Someya[1], Kazuhito Watanabe[1], Kenji Tobita[1] (1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# イメージングプレート法による タングステン堆積層からのトリチウム脱離挙動の観測

Observation of tritium desorption behavior from tungsten deposition layer by imaging plate method

*片山 一成[1]，野口 瑞貴[1]，鳥養 祐二[2]，芦川 直子[3]，田口 明[4]，深田 智[1]
[1]九州大学，[2]茨城大学，[3]核融合研，[4]富山大学水素研

本研究では、水素プラズマスパッタリングにより作製したタングステン堆積層とタングステンバルク材をトリチウムと重水素の混合ガスに暴露した。イメージングプレート法により、加熱に伴うトリチウム脱離挙動を観測した。堆積層のトリチウム保持量が、バルク材よりも大きいことを明らかにした。

**キーワード：**タングステン，堆積層，トリチウム、イメージングプレート

## 1. 緒言

核融合炉の開発においてトリチウム経済およびトリチウム安全管理の観点から、プラズマ対向壁におけるトリチウム挙動の把握は重要な課題である。スパッタ率及び水素同位体溶解度が小さいことから、プラズマ対向材料としてタングステンが注目されている。しかしながら、タングステン表面のスパッタリングは避けられず、炉内では損耗・堆積が生じる。堆積したタングステンの構造は、元のタングステンとは異なることから、タングステンバルク材のみならずタングステン堆積層におけるトリチウム挙動の把握が必要である。本研究では水素プラズマスパッタ法で作製したタングステン堆積層とタングステンバルク材をトリチウムガスに暴露し、その後の加熱に伴うトリチウム脱離挙動をイメージングプレート法で観測した。

## 2. 実験

高周波水素プラズマによってタングステン板をスパッタリングし、タングステン基板上に堆積層を形成させた。この試料を石英管内に充填し、真空下 573K にて 3 時間加熱脱ガス後、573K で 3 時間　水素＋重水素混合ガス(7.2%T)に暴露した。その後大気に触れさせることなく、アルゴン雰囲気のグローブボックス内にてイメージングプレート法によるトリチウム測定を行った。その後、真空雰囲気での加熱とイメージングプレート法によるトリチウム測定を繰り返した。比較のため、タングステンバルク材についても同様な実験を行った。また、トリチウムガス暴露温度 773K にて同様な実験を行った。

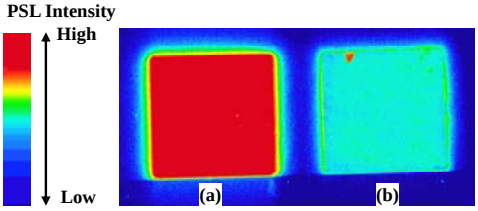



Fig.1 トリチウムガスに暴露した(a)堆積層と(b)バルク材の IP 像

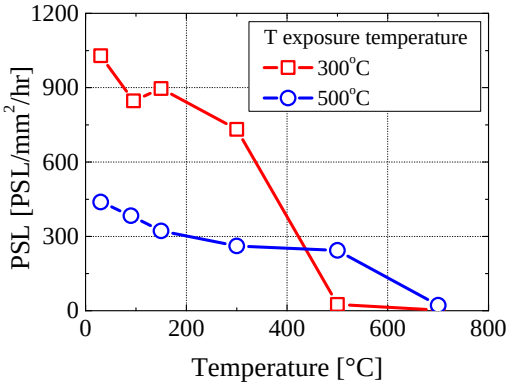



Fig.2 加熱温度と PSL 強度変化

## 3. 結果及び考察

Fig.1 に 300℃でのトリチウム暴露後の堆積層とバルク材の IP 像を示す。バルク材よりも堆積層中のトリチウム保持量が大きいことがわかる。堆積層はタングステンの微結晶粒から成り、高い粒界密度を持つことから、トリチウムは結晶粒界に保持されていると考えられる。Fig.2 に 300℃及び 500℃でのトリチウムガス暴露後の加熱温度とトリチウム濃度を示す PSL（揮尽発光）強度の変化を示す。暴露時の温度が高い方が、初期トリチウム保持量は少ないことがわかった。またトリチウム回収には、暴露時よりも高い温度での加熱が必要であることがわかった。

*Kazunari Katayama[1], Mizuki Noguchi[1], Yuji Torikai[2], Naoko Ashikawa[3], Akira Taguchi[4] and Satoshi Fukada[1]
[1]Kyushu Univ., [2]Ibaraki Univ., [3]NIFS, [2]Univ. Toyama

# 固体増殖ブランケットから放出されるトリチウムの測定

Measurement of tritium released from solid breeder blanket

*河村 繕範，枝尾 祐希，落合 謙太郎， 星野 毅
量研機構

ブランケット模擬体にスイープガスを流しながら核融合中性子照射し、生成放出されるトリチウムを測定する実験を行った。トリチウム測定では、ガス中の成分の放射化を考慮する必要があることが明らかとなった。

**キーワード：**固体増殖ブランケット，トリチウム計測、放射化、ITER テストブランケットシステム

## 1. 緒言

リチウムタイタネートを充填したブランケット模擬試験体にスイープガスを通気しながら核融合中性子を照射し、放出されるトリチウムを計量計測している。電離箱によるガス中トリチウム濃度実測値と、ガス洗浄瓶に回収したトリチウムから評価したトリチウム濃度に 5 倍程度の差が生じたことについて実験検証した。

## 2. 実験及び結果

図 1 に実験体系を示す。試験体から流出するガス中のトリチウムは、電離箱 1 (IC-1)で全量測定後、ガス洗浄瓶 1 で HTO 成分が捕集される。その後 HT 成分が IC-2 で測定され、触媒で HTO に変換後ガス洗浄瓶 2 に捕集される。ガス洗浄瓶に捕集されたトリチウムは液体シンチレーションカウンター(LSC)で計量した。IC 出力換算値と LSC 計量に基づく値の開きの原因が、ITER でも懸案となっている $^{16}$N の生成によるものと仮定し、IC-1 到達時点の $^{16}$N 残存量が 1/10 となるよう配管長を変更し濃度の変化を観察した。図 2 は配管延長後の IC 出力と LSC 計量の比較である。従来配置に比べ IC-1 出力（HTO+HT）と IC-2 出力（HT）の差が減少し、短半減期成分減衰の影響と考えられる。一方、IC と LSC の出力の差は依然として 2 倍程度存在した。

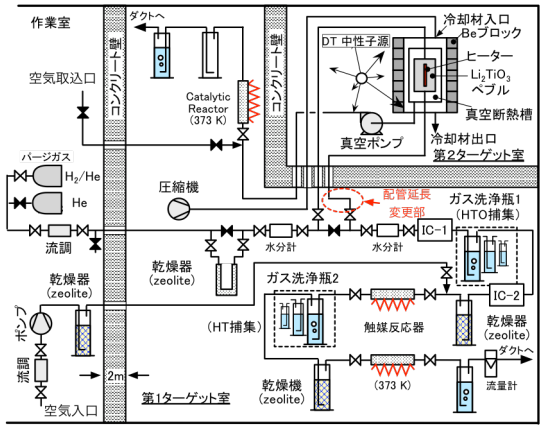



図 1 実験装置体系概略図

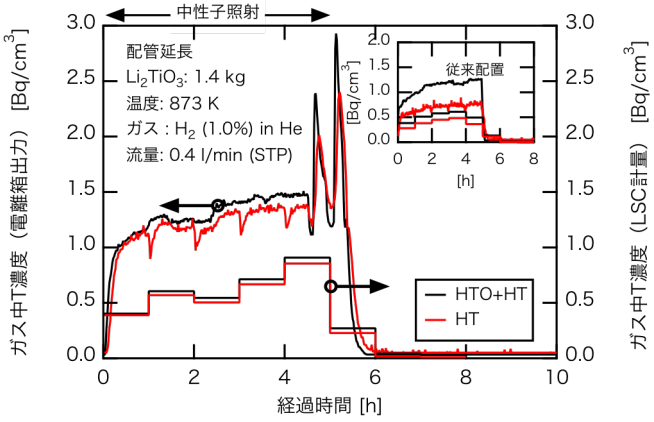



図 2 配管延長後の電離箱出力と LSC 計量結果の比較

## 3. 結論

配管長を長くすることで、電離箱 1 の出力が改善された。核種同定には至ってないが、ITER テストブランケットシステムでの TBM 直近への電離箱の設置は精査を要する。

*Yoshinori Kawamura, Yuki Edao, Kentaro Ochiai and Tsuyoshi Hoshino
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (QST)

# 高温ガス炉用 Li 装荷試験体におけるトリチウム生産･閉じ込め性能の評価

Tritium production and containment performance of lithium rod test module for high temperature gas-cooled reactor

井田祐馬 [1)]、松浦秀明 [1)]、長住達 [1)] 片山一成 [2)] 大塚哲平 [3)] 後藤実 [4)] 中川繁昭 [4)]
九大院工 [1)]、九大総理工 [2)]、近大理工 [3)]、JAEA[4)]

高温ガス炉を用いた初期核融合炉用トリチウムを生産する方法を検討している。今後、照射試験を実施し、その有効性、安全性を確認する必要がある。照射炉を含むいくつかの照射環境を想定して、照射試験用 Li 装荷ロッドの設計に必要な、トリチウム生産・閉じ込め性能を評価したので報告する。

**キーワード**：トリチウム、高温ガス炉、Li 装荷試験体

## 1. 緒言

DT 核融合原型炉に必要な初期装荷用トリチウムの供給方法は明確にされていない。我々はトリチウムの供給方法の一つとして、高温ガス炉を用いたトリチウム生産法を提案している[1]。トリチウムは炉心内に Li 化合物を装荷し生産される。高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)[2]を想定してトリチウム生産用 Li ロッドでのトリチウム生産性能や閉じ込め性能の評価が行われてきた[3]。次のステップとしてこれまでの評価値の妥当性を、照射試験を行うことにより確認する必要がある。照射試験を行う上で、使用する照射試験用ロッドの最適な設計を行うために、照射炉を含むいくつかの照射環境を想定して、温度、中性子束、Li 装荷試験体の直径・$Al_2O_3$ 層・$LiAlO_2$ 層・中空部の半径の違いが Li 試験用ロッドのトリチウム生産・閉じ込め性能に及ぼす影響を評価した。

## 2. 解析方法及び計算モデル

今回想定した照射炉は、試験体装荷の観点から、軽水減速炉（JAEA の JMTR、カザフ WWR-K 炉等）と高温ガス炉（JAEA の HTTR）である。計算コードとして MVP を使用し[4]、核データは JENDL-4.0 から引用した。中空円筒状の $LiAlO_2$ を $Al_2O_3$ で被覆し、さらに炉内へのトリチウム流出を防ぐために $Al_2O_3$ 製の被覆管で覆ったものを Li 装荷試験体とする。中空部は真空で 2 ヶ所あり、内側を中心中空部、外側を外縁中空部とする。上下は、厚さ 25 mm の $Al_2O_3$ で被覆する。評価を行う上で必要なトリチウムの拡散効果は、実験で得られた $Al_2O_3$ の拡散係数・溶解度定数[5]を用いて評価した。

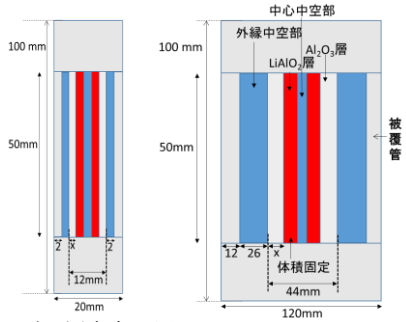


図 1 軽水減速炉用試験体 φ20mm



図 2 高温ガス炉用試験体 φ120mm

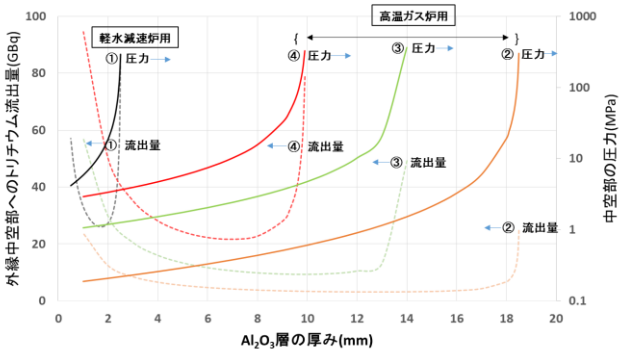


図 3 $Al_2O_3$ 層の厚み(図 1 及び 2 中 $x$ )に対する被覆管内へのトリチウム流出量と中空部の圧力の関係

## 3. 結果

図 1 及び図 2 に照射(軽水減速)炉用 Li 装荷試験体、HTTR 用 Li 装荷試験体の構造と標準となる試験体寸法を示す。Li ロッドの温度 800 K、照射日数 30 日、平均中性子束 $5.0\times10^{14}$ /cm²/s とした。照射試料(中心中空部・$LiAlO_2$ 層・$Al_2O_3$ 層)の直径は軽水減速炉用 12 mm、高温ガス炉用 44 mm に固定した。図 3 に $Al_2O_3$ 層の厚み(図 1 及び 2 中の x)に対する外縁中空部へのトリチウム流出量・中空部の圧力の影響示す。図では、①･②$LiAlO_2$ 装荷量 0.00534 mol、③装荷量 0.028 mol、④装荷量 0.064 mol、の 3 パターンを想定した結果を示し、各パターンにおいて $LiAlO_2$ 装荷量は一定とした。$Al_2O_3$ 層の厚みが大きくなるに従いトリチウム流出量が小さくなるが、厚みが増えるとある点で急激に流出量が増大する。これは $Al_2O_3$ 層を厚くすることで $LiAlO_2$ 層が内側へ移動し、中心中空部の半径が小さくなる（中空部の内部圧力が大きくなる）ためである。$Al_2O_3$ 層の厚みが増加することに伴う中空部の圧力上昇により、トリチウム流出量が増大するが、Li 装荷量を減らすことで流出量は調整可能である。図に示した条件下では、トリチウム生産量は 0.01g~0.12g 程度である。自己遮蔽効果により $Al_2O_3$ 層が厚くなるほど生産量が減少する傾向がある。平均中性子束、温度がトリチウム生産･流出量へ及ぼす影響については、発表にて議論する。

Yuma Ida[1],Hideaki Matsuura[1], Satoru Nagasumi[1]
Kazunari Katayama[2],Teppei Otsuka[3],Minoru Goto[4]
and Shigeaki Nakagawa[4]
Kyushu Univ.[1] Kyushu Univ.[2] Kindai Univ.[3] JAEA[4]

[1] H. Matsuura,et al., Nucl. Eng. Des., **243** (2012) 95.
[2] T. Nakata, et al., JAERI-Tech, **087** (2002).
[3] H. Nakaya, et al., Nucl. Eng. Des., **292** (2015) 277.
[4] Y. Nagaya, et al., JAERI-Tech, **1348** (2005).
[5] K. katayama, et al., Fusion Sci. Technol., **68** (2015) 62.

# BA 原型炉における放射性物質閉じ込め障壁としての真空容器の健全性

Integrity of the vacuum vessel as a primary confinement barrier of a fusion DEMO reactor studied in the BA

*中村 誠[1], 染谷 洋二[1], 渡邊 和仁[1], 飛田 健次[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

炉内機器崩壊熱除熱喪失に対する真空容器の熱水力応答を解析し、事故時におけるその健全性を評価した。

**キーワード：**核融合原型炉、安全性、真空容器、放射性物質閉じ込め障壁、崩壊熱除熱喪失、冷却水侵入

## 1. 緒言

トカマク型核融合原型炉において真空容器(VV)は炉内放射性物質に対する 1 次閉じ込め障壁であるため、事故時においてその閉じ込め機能の確保が求められる。本研究の目的は、事故時における VV への加熱や加圧荷重に対する VV の健全性を明らかにし、放射性物質の閉じ込め方策を提示することである。

## 2. 崩壊熱除熱喪失に対する真空容器と炉内機器の過渡応答解析

原型炉（核融合出力 1.5 GW、大半径 8.5 m）の崩壊熱除熱喪失に対する閉じ込め方策を構築するために、VV 冷却系の除熱機能に着目した。炉内機器冷却水の全量喪失、さらに外部電源喪失を想定し、自然循環方式 VV 冷却系（入口温度 100℃、圧力 1.8MPa）による除熱方式を評価した。事故時熱水力解析 MELCOR コード核融合版 [1]を用いて、炉内機器、VV シェル、VV 冷却系の熱水力応答を統合的に解析した。ここでは冷却系除熱能力を感度解析変数とした。機器配位と伝熱経路の模式図を図 1 に示す。

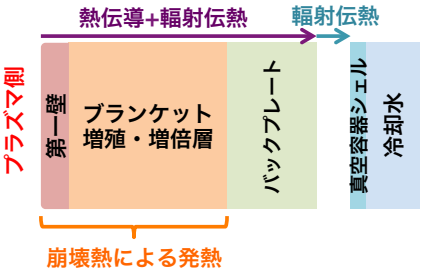



図 1　機器配位と伝熱経路の模式図

除熱能力 3 MW の空冷塔の場合における各機器の温度応答の解析結果を図 2 に示す。第一壁の最高温度は 1,100℃（炉停止後約 3 日）であるが、VV シェルの温度上昇幅は通常運転時の温度から約 20℃に収まることが分かった。このとき、VV 冷却水の温度上昇は 30℃程度、圧力上昇は 292 kPa であり、安全弁作動圧力（設計値 2.4 MPa）よりも十分に余裕がある。

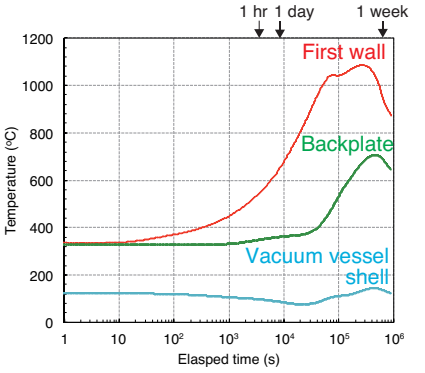



図 2　炉内機器と真空容器温度の経時変化

## 3. 結論

以上から、崩壊熱除熱喪失による加熱に対して、自然循環冷却系により VV の冷却は受動的に確保できる見通しを得た。

講演では炉内機器の緊急冷却方策の検討結果も報告し、崩壊熱除熱喪失事象に対する VV の健全性を議論する。

**参考文献**

[1] B.J. Merrill, et al., Fusion Eng. Des., 85, 1479 (2010).

*Makoto Nakamura[1], Youji Someya[1], Kazuhito Watanabe[1] and Kenji Tobita[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

General Meeting

Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

**[GM1M] 「核融合工学部会」第47回全体会議**

[GM1M] General Meeting

General Meeting

# [GM1M] 「核融合工学部会」第47回全体会議

Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

## [GM1M]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engneering Division

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [PL1M] Current study and future progress for tritium production method using high temperature gas cooled reactor

Chair: Satoshi Fukada (Kyushu Univ.)

[PL1M01] Outline of Study on Tritium Production using High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*Hideaki Matsuura[1] (1.Kyushu Univ.)

---

[PL1M02] Study on Tritium Production and Confinement in High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*Kazunari Katayama[1] (1.Kyushu Univ.)

---

[PL1M03] Nuclear and Thermal Design of the High-Temperature Gas-Cooled Reactor for Tritium Production and Power Generation

*Minoru Goto[1] (1.JAEA)

---

[PL1M04] Irradiation Facility of High Temperature engineering Test Reactor

*Yosuke Shimazaki[1] (1.JAEA)

---

[PL1M05] Discussion

核融合工学部会セッション「高温ガス炉を用いたトリチウム生産手法の検討と今後の展開」

# （1） 高温ガス炉を用いたトリチウム生産と研究の概要

(1) Outline of study on tritium production using high-temperature gas-cooled reactor

*松浦秀明[1]、片山一成[2]、大塚哲平[3]、後藤実[4]、中川繁昭[4]
九大院工[1]、九大院総理工[2]、近大理工[3]、JAEA[4]

## 1. 緒言

将来の電力供給を目的として、国内外で核融合炉の研究開発が進められている。初代の核融合炉には、重水素－トリチウム（DT）燃料の使用が想定される。重水素は、自然界に十分な量が存在するが、トリチウムは放射性核種であり、自然界に充分な利用可能量は存在しない。磁場核融合炉では、トリチウムの燃焼率は高々数%程度と考えられており、炉壁やトリチウム循環系における滞留分を含めると、施設内のインベントリーは増大する。核融合炉で使用するトリチウムは、核融合炉のブランケットにおいて、自前で生産するのが基本的な考え方であるが、最初の炉の立ち上げ用トリチウムをどのように調達するかは明確にされていない。現在までに、重水減速重水冷却（CANDU）炉における中性子捕獲反応を利用したトリチウム生産がおこなわれている。国際熱核融合実験炉（ITER）では、DT 核燃焼実験用のトリチウムは、ひとまず CANDU 炉で生産されたものが使用される見込みである。熱中性子に対する $D(n,\gamma)T$ 反応断面積は、核融合ブランケットで利用される $^{6}Li(n,\alpha)T$ 反応断面積と比較して約 6 桁小さく、重水炉を用いる方法では、多数の装置から長期間にわたるトリチウムの収集が必要となる。核融合炉の初期立ち上げ法として、重水素プラズマから DT プラズマへの移行によりトリチウムの外部供給を限りなく少なくする運転法も提案されているが[1]、一定量のトリチウムを核融合炉外部から調達する方法を検討しておくことは、依然として重要である。今後の核融合炉開発を鑑み、我が国の国産技術として、0.1～1.0 kg オーダーのトリチウム生産法を確立し、核融合炉への外部トリチウム調達手段を明確にしておく必要がある。本セッションでは、「高温ガス炉を用いたトリチウム生産法」についてその方法と研究の現状を報告する。

## 2. 高温ガス炉を用いたトリチウム生産

高温ガス炉は、第４世代原子力システムの有力候補のひとつとして位置づけられている。冷却材としてガスを選択したことにより、発熱密度を低く抑える為の設計が施されており、有効炉心体積が大きくなる反面、燃料近辺に核変換対象物質を装荷できる大きな物理的スペースを提供できる。これに伴い濃縮をおこなわずに天然存在比のまま必要な量の $^{6}Li$ を炉心に装荷できる可能性がある。また、黒鉛・ヘリウムを用いた減速・冷却系は、核的には不要な中性子の吸収が少なく、化学的には Li 化合物及びトリチウムとの相性がよい。高温ガス炉では、可燃性毒物（BP）として固体状のホウ素化合物（$B_4C$）が燃料ブロックの BP 孔に装荷される。我々は、可燃性毒物としての $^{10}B$ を $^{6}Li$ に置き換えることにより、余剰の中性子を用いたトリチウム生産法を提案している [2]。高温ガス炉は、安全性の高い原子炉として十分に開発が進んでおり、既存の設計を大きく変更する必要がなく、大きな開発経費や時間をかけずに、トリチウム生産炉を実用化できる可能性がある。

## 3. 研究の概要

高温ガス炉のトリチウム生産性能を、まずは炉心物理の観点から、数値解析に基づいて評価した[2]。トリチウム生産に対する高温ガス炉の有効性が示されたが、その性能は Li 装荷法に大きく依存することが明確となり、現在、研究の焦点は Li 装荷法（トリチウムの封じ込め・回収）の検討と実証に移行している。水素透過実験により評価した $Al_2O_3$ や PyC に対するトリチウム透過係数[3]を用いて、Li 装荷体に対するトリチウム生産・封じ込め性能評価を行い、$LiAlO_2$ 層の内側中心部に中空孔、外側に $Al_2O_3$ 層を設けた円柱状 Li 装荷用ロッドを提示している[4]。『高温ガス炉ガスタービン発電システム GTHTR300 [5] 』に準拠した体系に対して、提示したロッドを用いた場合、トリチウム生産量は、年間 600～900 g 程度（運転法・Li 装荷法に依存）、ロッドから冷却材領域への流出量は、生産量の 1%程度と推定している。$LiAlO_2$ 層の両側に Zr 層を設けることで、さらに流出量の低減が可能と考えており、現在、模擬試験体を用いた検証実験を遂行中である。『高温工学試験研究炉 HTTR』を用いたトリチウム生産、封じ込めの実証を目標としているが、それに先立つ照射炉を用いた照射試験も視野に入れて試験体の検討を進めている。今後、トリチウム回収法、装荷体の健全性等の検討が必要である。

[1] S. Konishi, et al., *J. Plasma Fusion Res.*, **76** (2010) 1309.
[2] H. Matsuura, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **143** (2012) 95.
[3] K. Katayama, et al., *Fusion Sci. Eng.*, **68** (2015) 662.
[4] H. Nakaya, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **292** (2015) 277.
[5]國富一彦,他, *日本原子力学会和文論文誌*, **1** (2002) 352.

*Hideaki Matsuura[1], Kazunari Katayama[1], Teppei Otsuka[2], Shigeaki Nakagawa[3], Minoru Goto[3]
[1]Kyushu Univ., [2]Kindai Univ., [3]JAEA

核融合工学部会セッション「高温ガス炉を用いたトリチウム生産手法の検討と今後の展開」

# （2）高温ガス炉トリチウム生産と閉じ込め手法の検討

(2) Study on Tritium Production and Confinement in High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*片山 一成[1]，松浦 秀明[2]，大塚 哲平[3]，深田 智[1]，後藤 実[4]，中川 繁昭[4]
[1]九大院総理工，[2]九大院工，[3]近大理工，[4]原子力機構

## 1. 緒言

DT 核融合炉の開発において、初期装荷トリチウム燃料の確保は重要な課題である。近年、高温ガス炉を利用したトリチウム生産手法が松浦らにより提案され、その有効性が示されている[1]。しかしながらその実現に向けては、炉心に装荷するリチウム化合物近傍にトリチウムを閉じ込める技術の確立が不可欠である。本研究では、トリチウム透過抑制効果が高いとされるアルミナ($Al_2O_3$)と熱分解炭素(PyC)に注目し、これらの材料で Li 化合物を被覆した際のトリチウム透過挙動について検討を進めている。本報告では、これまでに実施した $Al_2O_3$ 管と PyC 被覆グラファイト管での水素透過実験の結果[2,3]と、実験で得られたデータを用いたトリチウム透過量評価結果について述べる。加えて、今後の展開を示す。

## 2. 実験内容と結果

流通式二重管型水素透過装置を用いて $Al_2O_3$ 管(パスカル製、長さ 400mm、厚み約 0.65mm)及び PyC 被覆グラファイト管(東洋炭素製、長さ 400mm、被覆厚み 40μm)での水素透過実験を行った。試料管は電気炉で加熱し、管中央での設定温度範囲は 700℃~800℃とした。管内側入口水素圧力は $Al_2O_3$ について $10^4$~$10^5$Pa、PyC について $10^2$~$10^3$Pa とした。管外側にアルゴンガスを流通させ、透過した水素をガスクロマトグラフ(島津製 TRACERA)で測定した。管に生じるガス流れ方向の温度分布・水素分圧分布を考慮した数値計算によるフィッティングによって拡散係数及び溶解度を求めた。定常状態での水素透過量は、$Al_2O_3$ については水素分圧の 0.5 乗、PyC については水素分圧の 1 乗に比例することがわかった。また、同条件下での水素透過量は、$Al_2O_3$ よりも PyC の方が大きいものの、拡散係数は PyC よりも $Al_2O_3$ の方が大きいことがわかった。

## 3. トリチウム透過量評価

現在検討中の 2 種類のトリチウム閉じ込め構造を図 1 に示す。直径 1mm 程度の Li 化合物粒子を多層セラミック被覆する手法と、直径 20mm 程度の円筒状 Li 化合物を比較的厚いセラミック層で囲む手法を提案している。具体的なトリチウム透過評価例を図 2 に示す。(1)直径 1mm の Li 化合物粒子に 0.5mm 厚の低密度被覆(空隙率 0.5)を施し、更に 0.1mm 厚の PyC 被覆を施す。総粒子数は $10^9$ 個とした。(2)内径 16mm、外径 24mm、長さ 950mm の円筒状 Li 化合物の外側を 10mm 厚の $Al_2O_3$ 層で覆う。総ロッド数は 2200 本とした。どちらの体系についても Li 装荷量が 130kg となるように数量を定めた。トリチウム生産速度 600g/360day 一定でセラミック被覆内一様にトリチウム分圧が上昇するとして、セラミック層における一次元拡散方程式を数値的に解き、トリチウム透過量を評価した。ここでは同位体効果は考慮せず、ロッド上下面からの透過量は計算に含めていない。どちらの手法においても 500℃では、年間トリチウム透過量を、生産量の 1%以下(6g 以下)に抑制できることが示された。

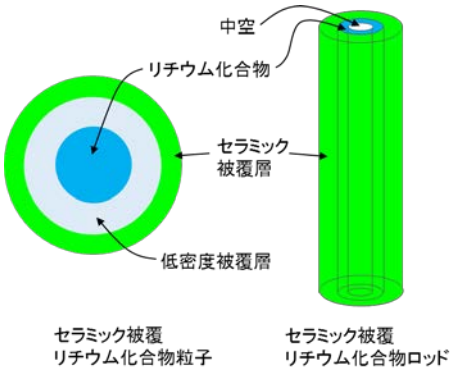


図 1 トリチウム閉じ込め構造

## 4. まとめと今後の展開

PyC 及び $Al_2O_3$ の特性に応じた閉じ込め手法を想定し、トリチウム透過量を評価したところ、500℃では透過量を生産量の 1%以下に抑制できる見通しが得られた。今後は、より高い閉じ込め性能を目指して、セラミック被覆内に水素吸蔵金属を装荷する手法の検討を進める。

[1] H. Matsuura, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **143** (2012) 95.
[2] K. Katayama, et al., *Fusion Sci. Eng.*, **68** (2015) 662.
[3] Ushida et al., ICFRM-17, Aachen, Oct.11-16, (2015).

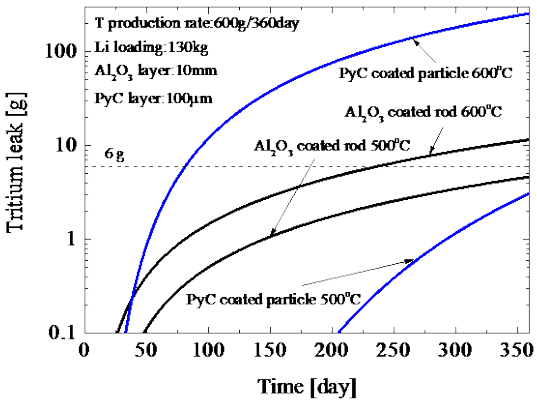


図 2 トリチウム透過量予測計算

* Kazunari Katayama[1], Hideaki Matsuura[1], Teppei Otsuka[2], Satoshi Fukada[1], Minoru Goto[3], Shigeaki Nakagawa[3]
[1]Kyushu Univ., [2]Kindai Univ., [3]JAEA

核融合工学部会セッション「高温ガス炉を用いたトリチウム生産手法の検討と今後の展開」

# （3）トリチウム製造とエネルギー生産を両立する高温ガス炉の核熱設計

(3) Nuclear and Thermal Design of the High-Temperature Gas-Cooled Reactor for Tritium Production and Power Generation

*後藤 実[1]，中川 繁昭[1]，松浦 秀明[2]，片山 一成[2]
[1]原子力機構，[2]九州大学

## 1. 緒言

高温ガス炉にリチウム化合物を装荷して $^{6}Li(n,\alpha)T$ 反応を用いるトリチウム製造は、高温ガス炉の本来の目的であるエネルギー生産と両立して行う。本報では、それを可能とするリチウム装荷高温ガス炉の核熱設計の成立性について述べる。

## 2. 高温ガス炉の概要

燃料には直径約 1mm の被覆燃料粒子が用いられ、炉心は燃料棒が装荷された黒鉛製ブロック（燃料ブロック）の積層構造である（図 1）。原子炉出口冷却材温度は 750°C～950°C で、この高温による高効率発電及び水素製造等への熱利用が高温ガス炉の大きな特長の 1 つである。また、全電源を喪失しても、特段の設備に頼ることなく物理現象によって原子炉が静定し、極めて安全性が高いことも大きな特長である。

わが国は熱出力 30MW の高温ガス炉（High Temperature engineering Test Reactor : HTTR [1], 原子力機構大洗に設置）を有している。HTTR は 2010 年に原子炉出口冷却材温度 950°C の 50 日間連続運転に成功し、長期にわたって安定に運転ができることを実証した。

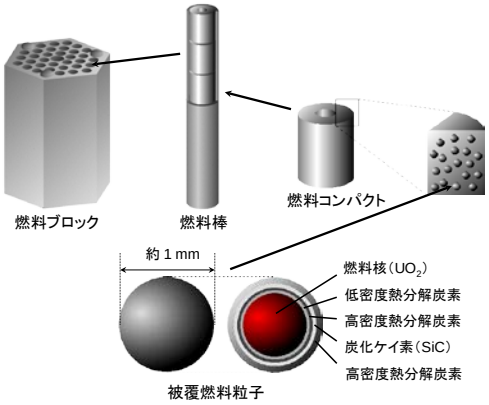



図 1　高温ガス炉の燃料の構成

## 3. 核熱設計

リチウム装荷高温ガス炉の核熱設計は、原子力機構が設計研究を行った熱出力 50MW の高温ガス炉 HTR50S [2]をベースにして行った。エネルギー生産炉としての経済性の観点から燃焼期間は 1 年以上、燃料破損防止の観点から燃料最高温度は HTTR の制限値と同じ 1495°C、原子炉の安全性の観点から炉停止余裕は 1%Δk/k 以上及び反応度温度係数は負であることを核熱設計の成立条件に設定した。各燃料ブロックのダウエルピンの下に可燃性毒物として装荷する $B_4C$ の代わりに $LiAlO_2$ を装荷することとし（図 2）、核熱設計が成立するように装荷方法を調整した。炉心燃焼計算による核特性値及び燃料温度の計算結果は、表 1 に示すように設定した成立条件を満たすことから、リチウム装荷高温ガス炉の核熱設計の成立性を確認した。なお、トリチウムの製造量の計算結果は 50 g/year となった。

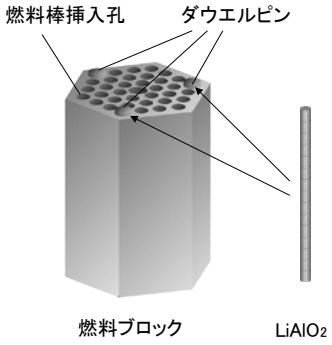



図 2　$LiAlO_2$ の装荷

表 1　計算結果

| 項目 | 成立条件 | 計算値 |
|---|---|---|
| 運転期間 | ≥1 year | 1 year |
| 炉停止余裕 | ≥1%Δk/k | >15%Δk/k |
| 反応度温度係数 | < 0%Δk/k/°C | < −0.06%Δk/k/°C |
| 燃料最高温度 | ≤1495°C | 1473°C |

## 4. 結言

トリチウム製造とエネルギー生産を両立する高温ガス炉の核熱設計の成立性を確認した。今後は、高温ガス炉を用いたトリチウム製造技術の確立に向け、製造したトリチウムの閉じ込め性能の向上や照射試験の実施等について検討を進めていく。

## 参考文献

[1] S. Saito, et al., JAERI 1332, 1994.　[2] 後藤実　他、JAEA-Technology 2012-017 (2012).

本研究は、JSPS 科研費 26420860 の助成を受けたものです。

*Minoru Goto[1] , Shigeaki Nakagawa[1], Hideaki Matsuura[2] and Kazunari Katayama[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyushu University

核融合工学部会セッション「高温ガス炉を用いたトリチウム生産手法の検討と今後の展開」

# （4）高温ガス炉 HTTR の照射設備

(4) Irradiation Facility of High Temperature engineering Test Reactor

*島崎洋祐[1] 石塚悦男[1] 後藤実[1] 中川繁昭[1] 高田昌二[1]
[1]原子力機構

## 1. 目的

初期核融合炉の起動用のトリチウム調達手法として、高温ガス炉を用いる方法が提案されている[1)]。高温工学試験研究炉（HTTR : High Temperature engineering Test Reactor）では、キャプセルに封入したリチウム化合物を照射して行うトリチウム生成回収試験に係る検討を実施してきた。そこで、HTTR を使用した国産のトリチウム生成の実証試験に向けて、現状提案されている照射試験に係る事項の整理及び照射試験に対する課題を明らかにすることを目的とする。

## 2. HTTR 及びトリチウム生成回収試験用の実験設備

### 2.1 HTTR の概要

HTTR は原子炉熱出力 30MW、最高原子炉出口冷却材温度 950℃の性能を有し、高温の冷却材を利用した水素製造技術の研究開発及び高温ガス炉固有の安全性実証等を目的に建設された国内唯一の高温ガス炉である。

### 2.2 トリチウム生成回収試験に係る現状の提案と課題

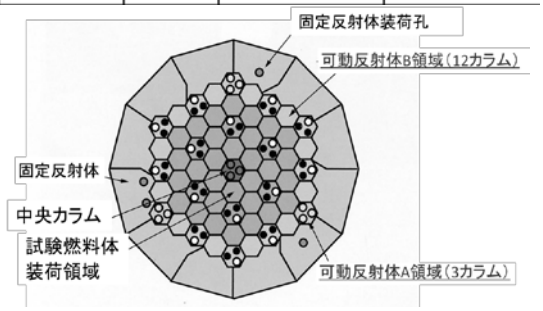
トリチウム生成回収試験を実施するための実験設備は、照射キャプセル、照射物挿入ブロック、スイープ管等により構成される。なお、これまでに製作はしていない。照射キャプセルは、第 1 図に示す可動反射体 A 領域及び B 領域に装荷することができる。A 領域は照射用スタンドパイプの下に位置しており、トリチウムの連続回収を可能としている。第 2 図に連続回収時のキャプセル概念図を示す。キャプセルには、セラミクスで被覆されたリチウム化合物の微小球が装荷されており、生成されたトリチウムはスイープ管を通り炉外装置に導かれグローブボックス内で回収する。一方で、B 領域は、バッチ回収用の照射キャプセルを装荷し、セル内等で回収作業を行う。

なお、試験時の照射するリチウム化合物について形状の制限はなく、現状提案されている、リチウム微小球を照射する方法[1)] 及びリチウムロッドを照射する方法[2)] の両方に対応できる。

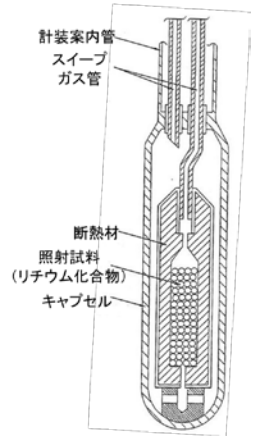
HTTR の照射環境及び制限等を第 1 表に示す。今後に向けた代表的な課題として以下が挙げられる。①効率的なトリチウム生成及び回収の達成を可能とするキャプセルの設計に用いるための温度及び中性子束の詳細な炉内マップの整備。②高温ガス炉特有の環境におけるキャプセル取扱技術の確立。

第 1 表　照射キャプセルの照射環境及び制限等

| 温度 | 中性子束 | 回収方法 | 主な照射設備 | トリチウム生成量 |
|---|---|---|---|---|
| 400~800℃ | 最大 $7\times10^{17}$n/m$^2$s | 連続 | 炉内キャプセル＋炉外スイープ管 | 0.3g / 年以下 |
| | | バッチ | 炉内キャプセル | 0.6g / 年以下 |




第 1 図　炉心の水平断面図




第 2 図　キャプセルの概念図
（連続回収時）

## 3. 結論

HTTR でのトリチウム生成の実証試験に向けて、これまでの提案と課題を整理し、詳細な炉内マップの整備、高温ガス炉特有の環境に適応したキャプセル取扱技術の確立等が必要なことを明らかにした。今後も、初期核融合炉の起動用のトリチウム調達に資するため、HTTR を用いたトリチウム生成の実証試験に向けて検討を進めていく。

## 4. 謝辞

本研究は、JSPS 科研費 26420860 の助成を受けたものです。

1) H. Matsuura, et al., “Performance of high temperature gas cooled reactor as a tritium production device for fusion reactors,” Nuclear Engineering and Design, 243 (2012).
2) H. Nakaya, et al., “Study on method for loading a Li compound to produce tritium using high-temperature gas-cooled reactor,” Nuclear Engineering and Design, 292 (2015).

*Yosuke Shimazaki[1], Etsuo Ishitsuka[1], Minoru Goto[1] Shigeaki Nakagawa[1] and Shoji Takada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engneering Division

# [PL1M] Current study and future progress for tritium production method using high temperature gas cooled reactor

Chair: Satoshi Fukada (Kyushu Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM  Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

## [PL1M05]Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [1M08-11] Fusion reactor materials (ferritic steels and neutron multiplier materials)

Chair: Akira Hasegawa (Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [1M08] Effcts of Degassing Process for Microstructure of Near Interface on HIPed F82H Steel Joints

*Takeshi Kanda[1], Naofumi Nakazato[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Yuuki Asakura[2], Tamaki Shibayama[3], Hiroyasu Tanigawa[4] (1.Muroran Institute of Technology, 2.OASIS, 3.Hokkaido University, 4.QST)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [1M09] Effect of grain boundaries on microstructural evolution in ferritic/martensitic steels under irradiation

*Chisei Morimoto[1], Naoyuki Hashimoto[1], Dai Hamaguchi[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Yoshiyuki Watanabe[2] (1.Hokkaido Univ., 2.QST)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [1M10] Measurement of dose dependence of irradiation hardening in ion-irradiated ferritic/martensitic steel by means of multi-layer nano-indentation

*Atsuki Sawa[1], Naoyuki Hashimoto[1], Somei Ohnuki[1], Shigehito Isobe[1] (1.Hokkaido Univ. Engineering)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [1M11] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(21)Fabrication of Surface-modified beryllides pebble and its characterizations

Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], *Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1] (1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, QST)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# F82H 鋼 HIP 接合材の界面近傍微細組織への脱気処理プロセスの影響

Effects of Degassing Process for Microstructure of Near Interface on HIPed F82H Steel Joints

*神田 健[1], 中里 直史[1], 岸本 弘立[1], 朝倉 勇貴[2], 柴山 環樹[3], 谷川 博康[4]
[1]室蘭工業大学, [2]OASIS, [3]北海道大学, [4]QST

異なる表面処理方法を施した F82H 鋼に HIP 接合前脱気処理と同様な熱処理を行い、表面近傍における微細組織評価を行った。
キーワード：F82H, HIP 接合, 脱気処理, 表面処理

## 1. 緒言

現在建設中の ITER には F82H 鋼を第一壁構造材料として用いた TBM が装荷予定であり、TBM は HIP 接合により作製される。HIP 接合部にはケイ素酸化物が形成され、接合部の靭性は母材と比較して低い靭性を示す。これまでの研究から、ケイ素酸化物は HIP 接合前表面処理により抑制できることが分かっているが、ケイ素酸化物の形成メカニズムはわかっていない。本研究ではケイ素酸化物の形成メカニズムの解明を目的とし、異なる表面処理を施した F82H 鋼に HIP 接合プロセスの前処理である脱気処理と同様な熱処理を行い、熱処理前後における微細組織を評価した。

## 2. 実験

供試材には F82H 鋼を用いて、10mm×10mm×2.5mm の試験片に加工後、機械研磨、酸洗、電解研磨の 3 種類の表面処理を施した。機械研磨は#320→#800→#1200 の順で行い、酸洗は機械研磨後に 3%塩酸を用いて 1 時間浸漬した。電解研磨は機械研磨後に、陽極に試料、陰極に銅板、電解液には体積比でリン酸:6、硫酸:3、水:1 で混合した溶液を用いて、電圧 6.3V、電流 3A、温度 80℃、時間 5 分の条件で実施した。それぞれの表面処理を施した試料を 2 つずつ用意し、一方には、温度 600℃、保持時間 10 時間、真空度 $1.0\times10^{-3}$Pa の脱気処理条件と同様な熱処理を施した。熱処理前後の試料表面近傍に対し TEM による微細組織観察、EDS、XPS による元素分析を行った。

## 3. 結果・考察

図 1 に TEM による熱処理前の表面近傍における微細組織を示す。機械研磨材、電解研磨材は比較的に平滑な表面であるのに対し、酸洗では部分的な溶解による凹凸が見られた。表面近傍の粒径は機械研磨材、酸洗材ではそれぞれのバルクに比べ小さくなっている。また、機械研磨材は酸洗材、電解研磨材に比べ表面近傍の粒径が小さいことから加工変質層が存在していると考えられる。熱処理後の試料における EDS の結果から熱処理後の試料表面全体には酸化クロム層が形成され、その厚さは機械研磨熱処理材では約 30nm、酸洗熱処理材および電解研磨熱処理材では約 20nm となった。また、機械研磨熱処理材では酸化クロム層直下でケイ素またはタンタル濃度の高い領域が見られた。XPS の結果については当日発表する。機械研磨と比較して、酸洗あるいは電解研磨による表面処理により、加工変質層は取り除かれ、脱気処理後の表面近傍における原子の拡散を抑制できることが示唆された。

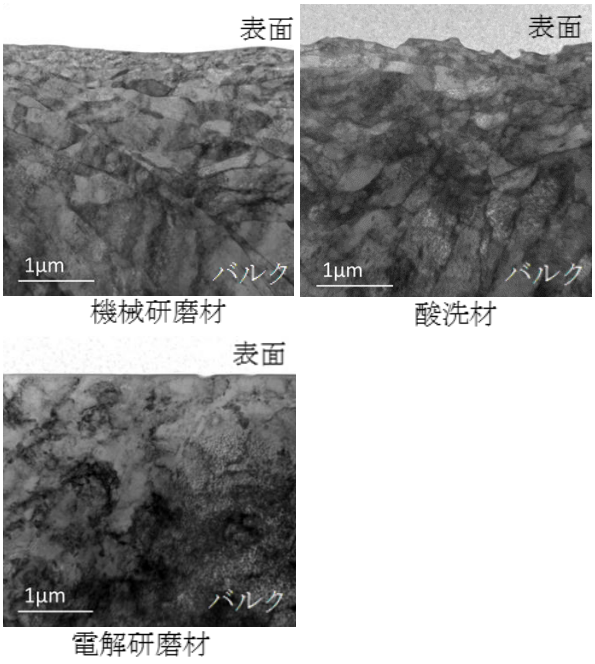



図 1 熱処理前の表面近傍における TEM 像

*Takeshi KANDA[1], Naofumi NAKAZATO[1], Hirotatsu KISHIMOTO[1], Yuuki ASAKURA[2], Tamaki SHIBAYAMA[3], Hiroyasu TANIGAWA[4]
[1]Muroran Institute of Technology, [2]OASIS, [3]Hokkaido University, [4]QST,

# フェライト/マルテンサイト鋼の照射下微細組織変化 に及ぼす粒界の影響

Effect of grain boundaries on microstructural evolution in ferritic/martensitic steels under irradiation

*森本 千誠[1]、橋本 直幸[1]、濱口 大[2]、 谷川 博康[2]、渡辺 淑之[2]
[1]北大院工、[2]量研機構

核融合炉構造材候補材料である低放射化フェライト/マルテンサイト鋼 F82H について、電子線照射下での微細組織変化に及ぼす粒界・境界の影響を精査した。

**キーワード：低放射化フェライト/マルテンサイト鋼、F82H、照射損傷、粒界、シンク効果**

## 1. 緒言

材料中の粒界・境界は照射点欠陥を吸収するシンクサイトとして働くことが知られており、そのシンク強度は、粒界構造に依存すると予想される。本研究では、核融合炉構造材の第一候補である低放射化フェライト/マルテンサイト鋼 F82H について、照射下での微細組織変化に及ぼす各種粒界の影響を精査することを目的とし、電子線照射下において粒界近傍に形成する二次欠陥(転位ループやボイド)の数密度分布から、二次欠陥の形成・成長に寄与した点欠陥の濃度を有効点欠陥濃度として算出し、点欠陥に対する粒界のシンク効果について検討した

## ２．実験

粒界のシンク効果を精査するに当たり、粒界以外の点欠陥のシンクサイトを排除するため、TEM 試料（3 mmφ、0.15 mmt）に加工した F82H を 800 ºC で 2 hrs 熱処理して転位を除去した。その後、超高圧電子顕微鏡(JEOL JEM-ARM-1300 ; 加速電圧 1250 kV)を用いて、照射温度 100～400 ºC、損傷速度 5.0 x $10^{-4}$ dpa/s の条件で試料の粒界・境界近傍に電子線照射を行い、二次欠陥の形成・成長挙動を観察した。

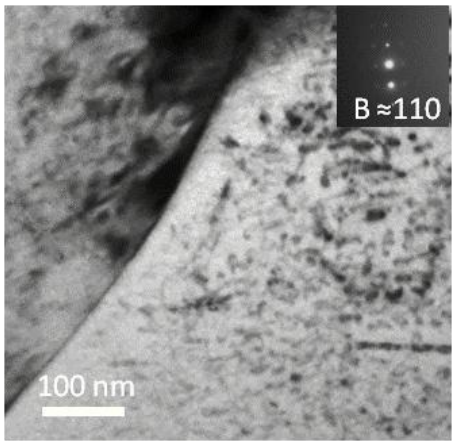



図 1　1.0 dpa 照射時の粒界近傍における明視野像

## ３．結果・考察

熱処理した F82H の大傾角粒界近傍に 400 ºC、5.0 x $10^{-4}$ dpa/s で 1.0 dpa まで電子線照射した際の明視野像を図 1 に示す。大傾角粒界近傍において、幅 10 nm 程度の欠陥欠乏領域（defect denuded zone）が確認された。また、明視野像から形成した転位ループのサイズと密度を評価し、転位ループの形成に寄与した格子間原子の濃度を粒界からの距離の関数として図 2 に示した。このグラフから、この温度における大傾角粒界の格子間原子に対するシンク効果は小さいことが判明した。

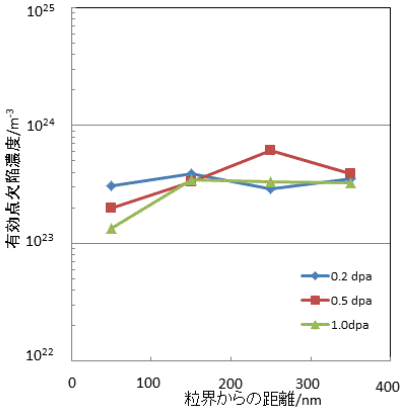



図 2　転位ループ形成に寄与した格子間原子の粒界近傍における濃度変化

*Chisei Morimoto[1],Naoyuki Hashimoto[1], Dai Hamaguchi[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Yoshiyuki Watanabe[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]QST

# 多層ナノインデンテーション法による FM 鋼のイオン照射硬化の照射量依存の測定

Measurement of dose dependence of irradiation hardening in ion-irradiated ferritic/martensitic steel by means of multi-layer nano-indentation

*澤　厚貴[1]，橋本　直幸[1]，大貫　惣明[1]，礒部　繁人[1]
[1]北大工

多層ナノインデンテーション法は、微小領域の硬度測定が可能であるのみならず、硬度が深さ方向に変化する場合にも適用できる画期的な測定法である。我々は数ミクロン厚さ内に硬度の勾配がある条件で、多層に分割して局所的な硬度を求めることに成功し、これをマルチレイヤー法と提唱している。本研究では、異なる 4 条件でイオン照射した F82H フェライトマルテンサイト鋼に対して多層ナノインデンテーション法を実施し、硬度の照射量依存性を評価した。その結果、本実験で得られた硬度は$(dose)^n$ の関数となり、中性子照射実験の結果と定性的に一致した。つまり、多層ナノインデンテーションにより、ナノレベルの硬度と損傷量の関係を少数の試料から広範囲に求めることに成功した。

**キーワード：ナノインデンテーション**，イオン照射，フェライトマルテンサイト鋼

## 1. 緒言

多層ナノインデンテーション法は微小領域の硬度測定が可能なことのみならず、硬度が深さ方向に変化する場合にも適用できる画期的な測定手法であり、我々は数ミクロン厚さ内で硬度に勾配ある試料に対して応用し、多層に分割してローカル硬度を求めること（マルチレイヤー法[1]）に成功した。本研究では、硬度勾配のある試料として、イオン照射した鉄鋼材料（9Cr フェライト・マルテンサイト鋼）に対しマルチレイヤー法を適用し、硬化量の照射量依存の調査を目的とした。

## 2. 実験方法

照射条件の異なる F82H フェライトマルテンサイト鋼の 4 試料を用意した。そのうち 2 試料は鉄イオンのみ、他の 2 試料は 3 種類のイオン（10.5 MeV $Fe^{3+}$ , 1.05 MeV $He^+$, 380 keV $H^+$）を 350℃で照射し、深さ 1 μm での損傷量をそれぞれ 1 および 24 dpa とした。ナノインデンターの押込み深さを 50 ～ 800 nm に設定し、得られた硬度データから Nix-Gao プロットを作成した[2]。続いて、集束イオンビームを用いて表面から 0.6, 1.2, 1.8 μm の深さまでセクショニングし、各領域にナノインデンテーションを実施した。また、透過型電子顕微鏡によりそれぞれの微細組織を観察した。

## 3. 結論

Fig.1 に各層からの硬度を照射量の関数として示す（赤点、黒点）。同時に HFIR で中性子照射した場合の硬度を併記した(青点) [3]。本実験で得られた硬度は$(dose)^n$ の関数となり、中性子照射の結果と定性的に一致している。このように、多層ナノインデンテーションにより、ナノレベルの硬度と損傷量の関係を少数の試料から広範囲に求めることに成功した。

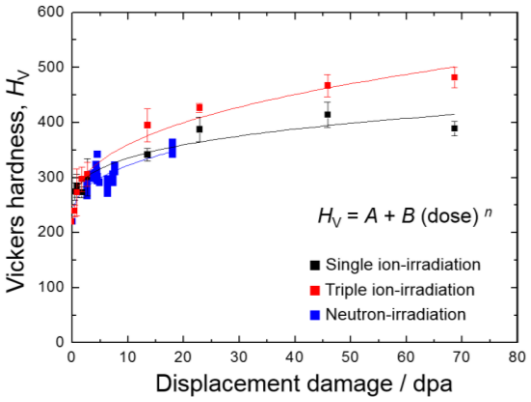



Fig.1 中性子照射とイオン照射における照射量と硬度の関係

**参考文献**

[1] H. Oka et. al., J. Nucl. Mater, 462 (2015) 470
[2] W.D. Nix, H. Gao, Phys. Solids, 46 (1998) 411
[3] D. Hamaguchi, H. Tanigawa, JAEA

*Atsuki Sawa[1], Naoyuki Hashimoto[1], Somei Ohnuki[1] and Shigehito Isobe[1]　[1]Hokkaido Univ. Engineering

# ITER-BA 活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状

## (21) 表面改質したベリライド微小球の開発及びその特性評価

## Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

## (21) Fabrication of Surface-modified beryllides pebble and its characterizations

金宰煥, *中野　優, 赤津　孔明, 中道　勝
量子科学技術研究開発機構

現在、高温での安定性に優れたベリリウム金属間化合物（ベリライド）の製造技術の開発研究及びその特性評価を ITER-BA 活動を中心に進めている。本発表では、その表面改質処理法の研究開発の現状及びその微小球の特性評価の結果について報告する。

**キーワード：**原型炉、中性子増倍材、ベリライド、表面改質

**1. 緒言：**原型炉（DEMO）開発に向けた先進中性子増倍材料として、高温での安定性に優れたベリライドの製造技術の開発研究及びその特性評価を ITER-BA 活動を中心に進めている。量研機構では、プラズマ焼結合成法によって製造したベリライド電極棒を原料として、回転電極造粒法によって Ti 系や V 系ベリライドの微小球製造に成功した。本研究では、V 系ベリライドに対して適用した、高温水蒸気との反応による水素生成を生じない新たな表面改質技術の開発結果について報告する。

**2. 実験法：**$Be_{12}V$ は、$Be_{12}Ti$ とは異なり、造粒時の再溶融に伴う包晶反応による組成変化を起こさないことから、$Be_{12}V$ 単相ベリライド微小球を直接造粒することに成功した。今までの水素生成反応試験から得られた知見から、本反応でベリライド表面に形成される酸化物（BeO）層は安定であることが明らかになったことから、この表面 BeO 層を予め形成させることにより水素生成を抑制することができると考え、最適な表面酸化条件を探索した結果、1000ppm 以下の酸素雰囲気で表面酸化処理することによって、表面に安定な BeO 層を形成できることを明らかにした。この表面改質ベリライド微小球を用いて 1273K で 24 時間の Ar+1%$H_2O$ 雰囲気での水素生成量測定試験を３回繰り返し実施した。

**3. まとめ：**表面酸化処理条件の最適化試験の結果、酸素濃度が 1000ppm 以下で表面酸化処理した場合、約数 μm～十数 μm 程度の安定な BeO 層が形成されるが（図１(a,b)）、10000ppm 以上では微小球表面に $V_2O_5$ 酸化物が形成(図１(c))することが明らかになった。表面改質前後の $Be_{12}V$ 微小球の 1273K で 1%$H_2O$ 雰囲気における水素生成反応試験の結果を図２に示す。表面改質していない $Be_{12}V$ 微小球（図２左の未処理材データ）に対して、安定な BeO 層が形成されている表面改質微小球では、水素生成反応試験を３回繰り返しても水素生成率はバックグランドレベルであり、表面改質によって水素生成を抑制できることを明らかにした。今後は、水蒸気濃度に対する水素生成量の影響等を調べる。

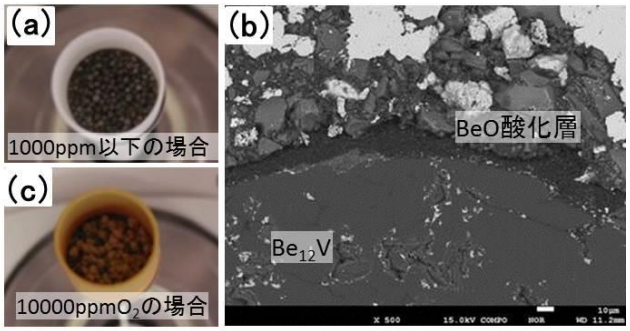



図１　表面改質した微小球とその断面写真

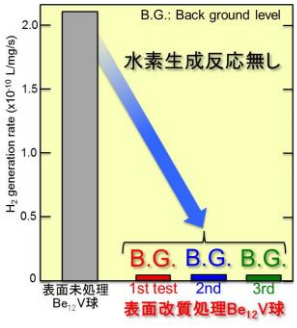



図２　高温水蒸気との水素生成反応率の比較

Jae-Hwan Kim[1], *Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1]
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, QST[1]

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

Wed. Sep 7, 2016 3:50 PM - 5:15 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 6:50 AM - 8:15 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [1M12-16] Fusion reactor materials (SiC and tungsten materials)

Chair: Kazunari Katayama (Kyushu Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

### [1M12] Mechanical Properties of NITE-SiC/SiC Composites Due to Time of High Temperature Exposure

*Wataru Obayashi[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Hirotatsu Kishimoto[1], Akira Kohyama[2] (1.Muroran Institute of Technology, 2.Muroran Institute of Technology Organization of Advanced Sustainability Initiative for Energy System/Materials)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [1M13] Tensile property change of pure tungsten and its alloys due to thermal history

*Akira Hasegawa[1], Yuma Kajishima[1], Makoto Fukuda[1], Kohei Tsuchida[1], Shuhei Nogami[1] (1.Tohoku Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [1M14] Effects of strain rate and recrystallization on mechanical properties of tungsten

*Kazutoshi Tokunaga[1], Hiroaki Osaki[2], Hiroaki Kurishita[3], Satoru Matsuo[1], Masanori Yamazaki[3], Kuniaki Araki[1], Makoto Hasegawa[1], Kazuo Nakamura[1] (1.Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu University, 2.Interdisciplinary Graduate Achool of Engineering Sciences, Kyushu University, 3.Institute for Materials Research, Tohoku University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [1M15] Effect of damage distribution on hydrogen isotope retention behavior for heavy-ion-irradiated tungsten

*Hiroe Fujita[1], Yuki Uemura[1], Shodai Sakurada[1], Keisuke Azuma[1], Qilai Zhou[1], Takeshi Toyama[2], Naoaki Yoshida[3], Yuji Hatano[4], Takumi Chikada[1], Yasuhisa Oya[1] (1.Graduate School of Shizuoka Univ., 2.IMR, Tohoku Univ., 3.RIAM, Kyushu Univ., 4.HIRC, Univ. of Toyama)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

### [1M16] Thermal Property and Microstructural Investigation of W/SiC Joints

*Yuki Asakura[1], Hirotatsu KISHIMOTO[1], Naofumi Nakazato[1], Jonn-Soo Park[1], Akira Kohyama[1] (1.Muroran Institute of Technology)

5:05 PM - 5:15 PM JST | 8:05 AM - 8:15 AM UTC

Time reserved for Chair

# NITE-SiC/SiC 複合材料の高温曝露時間に伴う強度特性

## Mechanical Properties of NITE-SiC/SiC Composites Due to Time of High Temperature Exposure

※大林航[1], 中里直史[1], 朴峻秀[2], 岸本弘立[1], 香山晃[2]
[1]室蘭工業大学, [2]室蘭工業大学 OASIS

NITE-SiC/SiC 複合材料を核融合炉構造材料へ適用するためには、高温環境下における安定性の評価が必要である。本研究では NITE-SiC/SiC 複合材料に対し、時間をパラメータとした高温曝露試験を実施し、曝露時間に伴う強度特性の評価を行う。

キーワード: NITE 法, SiC/SiC 複合材料, 高温曝露試験

## 1. 緒言

室蘭工業大学では、核融合炉用構造材料への適用に向けた NITE-SiC/SiC 複合材料の研究開発を行っている。現在、NITE 法は研究室スケールでの製造技術から量産化を目指した製造技術に移行している。核融合炉内では高い熱負荷、中性子照射、腐食環境下等に曝されるため、構造材料の耐環境性の評価は重要である。しかしながら、量産化グレードの NITE 法により製造した SiC/SiC 複合材料の耐環境性試験のデータについては未だ不十分であるため、早急なデータの蓄積が必要である。高温特性についてはこれまでに短時間の高温曝露試験により評価しているが、核融合炉構造材料の適用に向けてはより長時間の試験も必要である。本研究では、時間をパラメータとした高温曝露試験を実施し、曝露時間に伴う強度特性および微細組織変化を評価することを目的とする。

## 2. 実験方法

供試材は量産化グレードの NITE 法により作製した一方向繊維強化 (UD)、板状の NITE-SiC/SiC 複合材料である。作製した供試材から引張試験片($40^{L}\times4^{W}\times2^{T}$mm)に加工し、高温曝露試験を実施した。曝露試験条件は温度 1000℃、時間 1～1000h、真空雰囲気中で行った。曝露後試料の評価として、質量測定、アルキメデス法による密度測定、引張試験による強度試験、SEM 及びレーザー顕微鏡を用いた断面及び表面の微細組織観察、EDS を用いた元素分析を行った。

## 3. 結果・考察

本予稿では曝露時間 1h における高温曝露試験の結果を示す。曝露前後における質量の変化率は-0.5%以下であり、目立った変化ではない。図 1 に曝露前後における試料表面の SEM 画像を示した。組織は大きく線維束領域とマトリックス領域に分けられ、両領域共に曝露後においてもクラック等の発生は観察されず、曝露前の組織を維持している。より高倍率の観察においても目立った組織変化は確認されなかった。曝露後の強度特性としては、引張強度、弾性率の変化率は共に試験前と比較して 3%以下と小さく、曝露前試料と同等の強度特性を維持している。発表では、より長時間の高温曝露試験後の試料の強度特性、および微細組織について報告し、曝露時間をパラメータとした諸特性の変化を議論する。

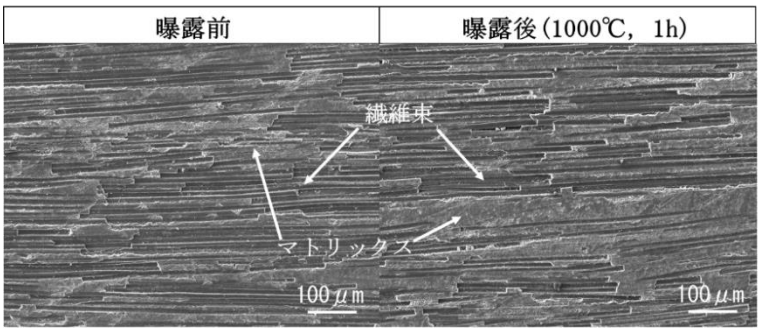



図1 曝露前後における試料のSEMによる表面の観察結果

※Wataru Obayashi[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Hirotatsu Kisihimoto[1], Akira Kohyama[2]
[1]Muroran Institute of Technology, [2]OASIS, Muroran Institute of Technology

# 純タングステン及びタングステン合金の熱履歴による引張特性変化

Tensile property change of pure tungsten and its alloys due to thermal history

*長谷川 晃[1]，梶島 侑馬[1]，福田 誠[1]，土田 航平[1]，野上 修平[1]

[1]東北大・工

核融合炉プラズマ対向材料として期待される純タングステン及びタングステン合金の引張特性及び破壊挙動に及ぼす熱履歴による影響を、引張試験及び引張試験後の試験片の破面観察等により調査した結果を報告する。

**キーワード：**プラズマ対向材料，タングステン，引張特性，熱履歴

## 1. 緒言

核融合炉プラズマ対向材料として、現在タングステンが有力な候補である。しかし、プラズマ対向材料は、10 MW/m$^2$ 以上の高い熱負荷を受けると予想され、再結晶脆化による機械特性低下が懸念される。従って、プラズマ対向材料としての信頼性を向上させるためには、機械特性を向上させるとともに、再結晶脆化への耐性を向上させる必要がある。本研究では、純タングステン及び再結晶化等を抑制する効果を期待して作製したタングステン合金に一定の熱履歴を与え、その後の引張試験及び破面観察により、熱履歴が及ぼす引張特性及び破壊挙動への影響と、合金化が及ぼす引張特性への影響の調査を目的とした。

## 2. 実験方法

供試材は(株)アライドマテリアル製の、純タングステン(P 材)、及びカリウムドープタングステン(K 材)、である(900 ℃、20 分の応力除去熱処理済)。P 及び K 材の圧延率は 80%である。K 材にはカリウムバブルの分散による引張強度向上と再結晶温度の上昇を期待して作製した材料である。各材料に対して 1500 及び 2300 ℃ で 1 時間の熱処理を行い、これに受け入れまま材を含めた 3 種の熱履歴を持った試料に対し室温~1300 ℃ の温度で引張試験を行って引張特性を評価するとともに、試験後の試験片の破面及び平面を SEM により観察した。試験片の厚さは 0.5 mm、平行部の長さと幅は 5 及び 12 mm で、引張試験のひずみ速度は $1\times10^{-3}$ s$^{-1}$、引張方向は圧延方向と垂直な方向であった。

## 3. 結果及び考察

図 1 に P および K 材の最大引張強度(UTS)の温度依存性を示す。どちらの材料でも、熱履歴により UTS が低下した。また、K 材は熱履歴に関わらず、P 材よりも平均で約 40%高い UTS を示した。これによりカリウムバブル分散による引張強度の強化が熱履歴後も有効であることが示唆された。破面観察の結果、熱履歴により脆性破壊温度域での破壊様式がへき開破壊から粒界破壊へと変化した。また、延性破壊をする温度に関しては、熱履歴による影響は認められなかった。延性破壊が認められた温度は、熱履歴の有無によらず P 材では 400 ℃ 以上であった。K 材は 2300 ℃ 熱処理材では P 材と同じ 400 ℃であったが、1500 ℃熱処理材の場合は 300 ℃ と P 材よりも低くなった。講演では上記の他、破面の詳細な観察結果や、熱履歴や合金化が及ぼすタングステンの引張特性変化に関して考察した結果を報告する。

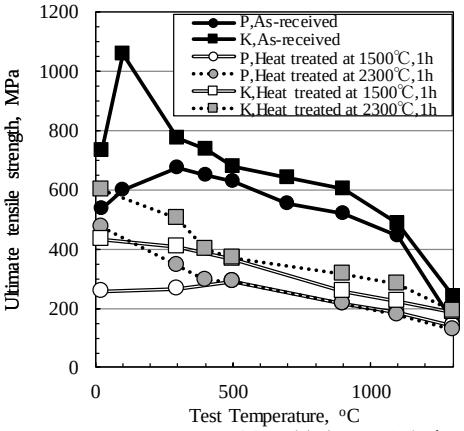



図 1　P 及び K 材の最大引張強度の温度依存性

*Akira Hasegawa[1], Yuma Kajishima[1], Makoto Fukuda[1], Kohei Tsuchida[1] and Shuhei Nogami[1]

[1]Tohoku Univ.

# タングステンの強度特性に及ぼすひずみ速度と再結晶の影響

Effects of strain rate and recrystallization on mechanical properties of tungsten

*徳永 和俊[1], 尾崎 浩詔[2], 栗下 裕明[3], 松尾 悟[1], 山崎 正徳[3],
荒木 邦明[1], 長谷川 真[1], 中村 一男[1]
[1]九大応力研, [2]九大総理工, [3]東北大金研

タングステンの強度特性を明らかにするために引張試験及び衝撃試験を行い、ひずみ速度依存性を調べた。さらに、再結晶処理材についても引張試験を行い、再結晶の影響を調べた。

**キーワード：**タングステン, 再結晶, 強度特性, 引張試験, 衝撃試験, ひずみ速度, 再結晶

## 1. 目的

ITER や原型炉のダイバータ板の表面材料としてタングステンが使用される計画である。ダイバータ板の表面はプラズマからの高熱・高粒子負荷を受け、損傷が発生することが懸念される。特に、熱負荷では、定常熱負荷時やディスラプション、ELMs 時に高熱負荷を受け、その際発生する熱応力により損傷が発生することが考えられる。このような損傷に対する材料の耐性評価を行うために、まず、タングステンの基本的な強度特性を調べる必要がある。本研究では、これまで行ってきた ITER grade W（応力除去処理材）の引張試験について、ひずみ速度依存性を調べた。また、高熱負荷に伴う再結晶脆化の影響を調べるために、ITER grade W の再結晶処理材についても引張試験を行った。さらに、ディスラプション時の負荷速度に対応する衝撃試験を行った。

## 2. 実験方法

引張試験片は、ITER grade Wの板材から、圧延面に平行な表面をもち、圧延方向に平行な試験片（L-R type）と圧延方向に垂直な試験片（T-R type）を切り出し、全面を機械研磨した。また、真空中で 1800℃、1 時間焼鈍することにより再結晶処理を行った。微小試験片の寸法は、平行部の長さ 5.0 mm、幅 1.2 mm、厚み 0.5 mm である。引張試験時の初期ひずみ速度は 2 x $10^{-4}$ $s^{-1}$、2 x $10^{-3}$ $s^{-1}$ 及び 2 x $10^{-2}$ $s^{-1}$ とした。試験温度は、800 ℃、1300 ℃及び 1600 ℃で、引張試験は東北大学金研大洗センターの高温材料試験機を使用し真空中で行った。引張試験後、破断した試料の破面や表面を走査型電子顕微鏡（SEM）を用いて観察した。

## 3. 結果

図 1 に、L-R type 試験片の 800℃における応力―ひずみ曲線に及ぼす初期ひずみ速度及び再結晶処理の影響を示す。初期ひずみ速度が大きくなっても降伏応力や引張強さはあまり変化せず、伸びはわずかに増加する傾向が認められるが、本試験条件でのひずみ速度依存性は小さいことがわかる。また、再結晶処理材の場合は、未処理材と比較し、引張強さは半分程度に、降伏応力は 30%から 40%程度に低下し、一方、伸びは 5 倍程度増加していることがわかる。これは、再結晶により結晶粒が粗大化すると共に結晶粒内の転位密度が低下することにより軟化したものと考えられる。また、再結晶化に伴い粒界脆化が起こることが知られているが、800℃の高温では、粒界における脆性破壊が発生するよりも粒内での転位のすべり変形が優先されたものと考えられる。

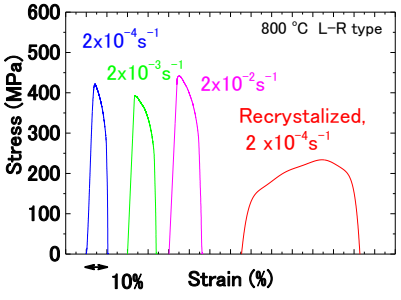



図 1　応力―ひずみ曲線

*Kazutoshi Tokunaga[1], Hiroaki Osaki[2], Hiroaki Kurishita[3], Satoru Matsuo[1], Masanori Yamazaki[3], Kuniaki Araki[1],
Makoto Hasegawa[1] and Kazuo Nakamura[1]
[1]RIAM, Kyushu Univ., [2]IGSES, Kyushu Univ., [3]IMR, Tohoku Univ.

# 重イオン照射されたタングステン中における水素同位体滞留挙動への照射欠陥分布影響

Effect of damage distribution on hydrogen isotope retention behavior for heavy-ion-irradiated tungsten

*藤田 啓恵[1]，植村 有希[1]，桜田 翔大[1]，東 奎介[1]，周 啓来[1]，外山 健[2]，吉田 直亮[3]，
波多野 雄治[4]，近田 拓未[1]，大矢 恭久[1]
[1]静大院総合科学，[2]東北大金研，[3]九大応力研，[4]富山大水素研

タングステン中における水素同位体滞留挙動への照射欠陥分布の影響を理解するため、エネルギーの異なる鉄イオンを照射したタングステン中の重水素滞留挙動を評価した。表面付近の欠陥が増加すると、重水素の脱捕捉効果が促進され、安定な捕捉サイト中の重水素滞留量が減少する可能性が示された。

**キーワード**：タングステン，水素同位体滞留挙動，重イオン照射

## 1. 緒言

核融合炉プラズマ対向材料候補であるタングステン（W）には、運転中に 14 MeV 中性子や高エネルギー水素同位体が照射され、水素同位体の安定な捕捉サイトとなる照射欠陥が導入される。中性子照射ではバルクにわたって均一な照射欠陥が導入されるが、表面近傍には荷電交換による高エネルギーイオンの照射により高密度な照射欠陥が導入されるため、照射欠陥分布を考慮した水素同位体滞留挙動評価が必要になる[1]。そこで本研究では、W 中における水素同位体滞留挙動への照射欠陥分布の影響を理解するため、エネルギーの異なる鉄イオンを照射した後に重水素イオン（$D_2^+$）照射を行い、昇温脱離法（TDS）によって重水素滞留挙動を評価した。

## 2. 実験

アライドマテリアル社製歪取加工 W 試料（直径 6 mm、厚さ 0.5 mm）を高真空下で加熱処理したのち、0.8 MeV 鉄イオン（$Fe^+$）照射（損傷量 0.1 dpa）に加え、6 MeV $Fe^{2+}$照射（損傷量 0.03, 0.1 dpa）を行った。それらに 1 keV $D_2^+$を照射し、TDS で D 滞留挙動を評価した。

## 3. 結果・考察

図に各試料の TDS スペクトルを示す。過去の研究より[1]、Peak 1、2、3、4 をそれぞれ表面吸着または転位ループによる捕捉、原子空孔、原子空孔集合体、ボイドへの捕捉と帰属した。表面吸着または転位ループによる D 滞留量は損傷量によって変化せず、飽和していることが示唆された。また、0.8 MeV $Fe^+$照射によって表面付近の損傷量が増加したにもかかわらず、原子空孔集合体による D 滞留量が大きく減少し、一方で原子空孔による D 滞留量はわずかに増加していることがわかった。これらのことから、表面付近の欠陥が増加すると D の脱捕捉効果が促進され、原子空孔集合体などの安定な捕捉サイト中の D 滞留量が減少する可能性が示唆された。

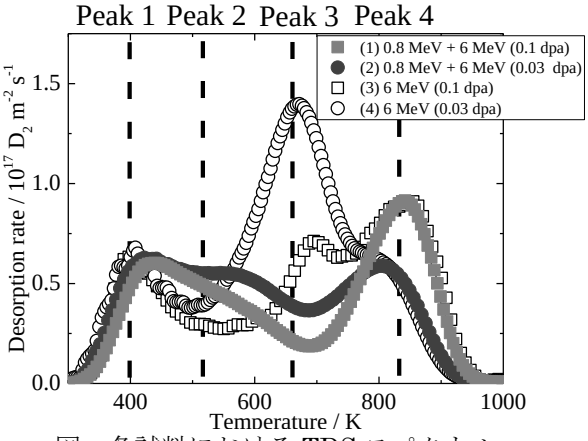



図　各試料における TDS スペクトル

### 参考文献

[1] Hiroe Fujita, Yasuhisa Oya, et al., Physica Scripta, T167 (2016) 014068

*Hiroe Fujita[1], Yuki Uemura[1], Shodai Sakurada[1], Keisuke Azuma[1], Qilai Zhou[1], Takeshi Toyama[2], Naoaki Yoshida[3], Yuji Hatano[4], Takumi Chikada[1] and Yasuhisa Oya[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]IMR Tohoku Univ., [3]RIAM Kyushu Univ., [4]HIRC Univ. of Toyama.

# W/SiC 接合材の熱特性と微細組織の評価

Thermal Property and Microstructural Investigation of W/SiC Joints

*朝倉 勇貴、岸本 弘立、中里 直史、朴 峻秀、香山 晃
室蘭工業大学

SiC/SiC 複合材料をダイバーターで使用するためには、プラズマ損耗から守るためにアーマー材としてタングステンを使用する。タングステンと SiC の拡散接合の研究で接合が可能であることが示されているが、本研究は界面近傍の微細組織と W/SiC クラッド材の伝熱特性についての評価と議論を行う。

**キーワード：**ダイバーター、SiC、タングステン、接合

**1. 緒言：**核融合炉ではプラズマ対抗面をタングステンとすることが考えられており、ITER ではフルタングステンダイバーターが計画されているが、DEMO 炉以降については構造材として SiC/SiC 複合材料、ダイバーターのアーマー材としてとしてタングステンを使用するデザインがある。タングステンと SiC の接合では両者の熱膨張率が近いためにインサート材を用いない拡散接合が可能であり、接合部には数十マイクロメートル程度の拡散相が形成される。本研究では W/SiC の熱的データを取得し、FEM 解析と比較しながら W/SiC 接合部の熱的安定性について議論する。

**2. 実験：**ヘキサロイ SiC 板材とタングステン板材を、ホットプレス装置により Ar 雰囲気中 1800℃、20MPa で 1 時間加圧して製作した拡散接合材を実験に使用した。熱特性の取得は平板比較法及びレーザーフラッシュ法で実施した。有限要素解析ソフト ANSYS を用いた定常伝熱解析は ARIES-AT のダイバーターの条件を参考にして 3.5 ㎜厚タングステン板に 0.5 ㎜の SiC 板を張り合わせた簡単なモデルで実施し[1]、界面部に特性未知の厚さ 50μm の界面反応相を設けた。計算においてはタングステンの熱伝導度は暫定的に一定とし、SiC については非照射、および 800℃で 4.3dpa 照射した材料の熱伝導度データ[2]を入力して熱分布を検討した。

**3. 結果・考察：**図 1 に W/SiC 接合界面の EPMA 像を示す。界面部にはおよそ 50μm の界面反応相が生じており、W-Si と W-C の腕状組織が交互に分布している。図 2 はタングステン側に 1150℃、SiC 側に 950℃とした場合の定常伝熱解析のイメージである。タングステン、SiC が非照射の場合は界面部は 1060℃前後の温度となり、この温度域での界面層の長時間の組織安定性評価の必要性が示唆される。照射によってタングステンおよび SiC の熱伝導度が低下すると、界面近傍の温度は低下する傾向があるが、この場合は除熱性能の低下を意味するので非定常伝熱解析あわせた接合材の評価が必要である。

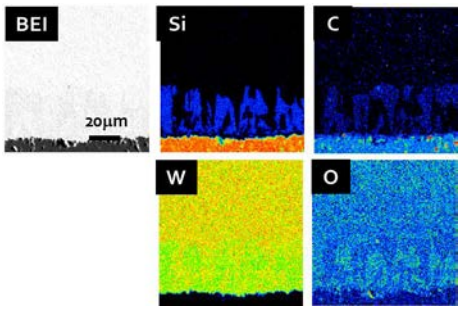



図 1　W/SiC 拡散接合界面の EPMA 像

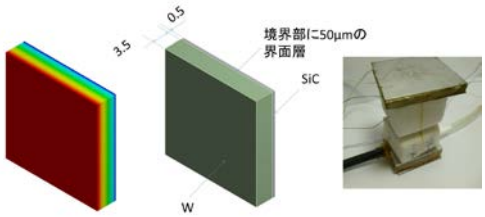



図 2　W/SiC の定常伝熱解析と平板法による熱伝導度評価治具

**参考文献**

[1] A.R. Raffray, et.al., “Design and material issues for high performance SiC/SiC-based fusion power cores,” Fusion Eng. Des. 55 (2001) 55–95.

[2] L. L. Snead, et.al., “Handbook of SiC properties for fuel performance modeling,” J. Nucl. mater., 371 (2007) 329–377.

*Yuki Asakura, Hirotatsu Kishimoto, Naofumi Nakazato, Joon-Soo Park, Akira Kohyama
Muroran Institute of Technology.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 11:20 AM JST | Wed. Sep 7, 2016 1:00 AM - 2:20 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [1N01-05] Neutron capture reaction

Chair: Toshiyuki Shizuma (QST)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [1N01] Research on neutron capture cross-sections of Cs isotopes in ImPACT project

(1)R & D plan

*Shoji NAKAMURA[1], Atsushi KIMURA[1], Brian Yamada Hales[1], Osamu IAWAMOTO[1], Yasuhiro TSUBATA[1], Tatsuro MATSUMURA[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [1N02] Research on neutron capture cross-sections of Cs isotopes in ImPACT project

(2)Measurement of the neutron capture cross-section of $^{133}$Cs

*Brian Yamada Hales[1], Shoji Nakamura[1], Atsushi Kimura[1], Osamu Iwamoto[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

### [1N03] Measurement of Neutron Capture Cross Section of Am-241 using ANNRI-NaI(Tl) Spectrometer at J-PARC

*Tatsuya Katabuchi[1], Masayuki Igashira[1], Kazushi Terada[2], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2], Taro Nakao[2], Osamu Iwamoto[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Hideo Harada[2], Jun-ichi Hori[3] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Kyoto University)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

### [1N04] Measurement of Neutron Capture Cross Sections of Eu-151,153 using BGO Detectors

*JEAHONG LEE[1], Jun-ichi HORI[2], Tadafumi Sano[2], Ken Nakajima[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 2.Kyoto University Research Reactor Institute)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

### [1N05] Basic Research on the Element Transmutation of All Fission Products Using Nuclear Reactors

(4)Verification of Nuclear Data on Neutron Capture Cross Section of Stable Isotopes of Ruthenium by Neutron Activation Analysis and Burnup Calculation

*Atsunori Terashima[1], Mikael Nilsson[2], Masaki Ozawa[1], Satoshi Chiba[1] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.University of California, Irvine)

11:15 AM - 11:20 AM JST | 2:15 AM - 2:20 AM UTC

Time reserved for Chair

# ImPACT Project における Cs 同位体の中性子捕獲断面積測定研究 （1）研究開発計画

Research on neutron capture cross-sections of Cs isotopes in ImPACT project

(1) R & D plan

*中村詔司，木村　敦，ブライアン・山田・ヘールズ，岩本　修
津幡靖宏，松村達郎
原子力機構

ImPACT 事業における JAEA のプロジェクト研究として、Cs 同位体、特に Cs-135 の中性子捕獲断面積測定研究を進めている。本プロジェクト研究の全体計画、研究項目と進捗について報告する。

**キーワード**：ImPACT，核変換，長寿命放射性核種，中性子捕獲断面積，ANNRI

## 1. 緒言

高レベル放射性廃棄物にかかわる環境負荷低減技術の基礎データとして、長寿命放射性核種の中性子核データが求められている。高レベル放射性核種に対し低減化、資源化を目指した革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」事業が平成 26 年 10 月より開始され、その事業の中の「核反応データ取得(Project 2)」で、JAEA のプロジェクト研究として「J-PARC/MLF/ANNRI における中性子捕獲反応断面積測定研究」を開始した。

## 2. 研究計画の概要

本プロジェクト研究では、高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核分裂生成核種(LLFP)のうち、Cs-135（半減期230万年）を選定し、中性子捕獲反応断面積を測定する。Cs-135を測定する際には、試料中に化学的に分離できないCs-137が不純物として混在する可能性があり、Cs-135のデータを精度良く測定するためには、不純物であるCs-137の寄与を分ける必要がある。このために、併せてCs-137等の同位体核種の中性子捕獲断面積データも測定する。また、試料の入手が困難なLLFP核種のうちSe-79について、試料整備の可能性検討を行なう。

本プロジェクト研究では、以下の項目について、研究開発・検討を行なう。

①放射性密封線源（Cs-135,Cs-137試料）の整備
②測定予備試験（Cs-133試料を用いた試験）
③測定本試験（J-PARCでのCs-135,Cs-137試料を用いた試験）
④Se-79試料整備の可能性検討

本発表では、ImPACT事業における本プロジェクト研究の開発計画の概要について、研究の背景、データの現状、スケジュールなどと併せて、現時点における進捗について報告する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により、科学技術振興機構を通して委託されたものです。

---

* Shoji Nakamura, Atsushi Kimura, Brian Yamada Hales, Osamu Iwamoto, Yasuhiro Tsubata, Tatsuro Matsumura
Japan Atomic Energy Agency

# ImPACT Project における Cs 同位体の中性子捕獲断面積測定研究
# （2）$^{133}$Cs 中性子捕獲断面積測定

Research on neutron capture cross-sections of Cs isotopes in ImPACT project

(2) Measurement of the neutron capture cross-section of $^{133}$Cs

*ブライアン・山田・ヘールズ，中村詔司，木村　敦，岩本　修

原子力機構

ImPACT プロジェクトの一部として J-PARC にて熱領域から熱外領域にかけて $^{133}$Cs の中性子捕獲断面積を測定した。JENDL-4.0 及び ENDF/B-VII.1 に採用されている共鳴が得られた実験データに観測されなかった。得られた中性子捕獲断面積及び共鳴について発表する。

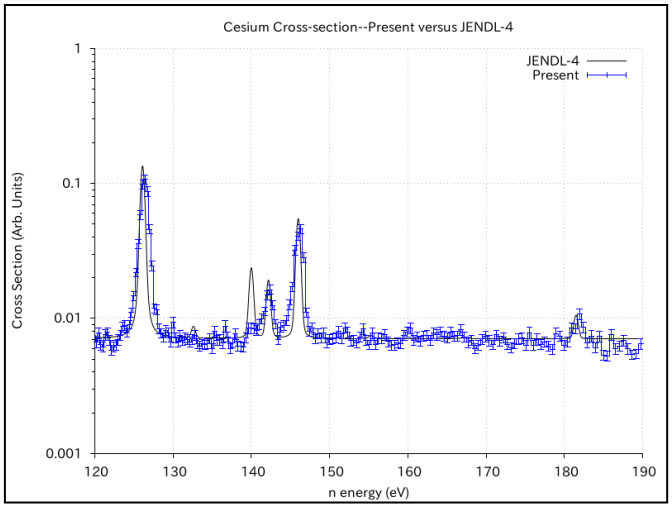
**キーワード**：ImPACT，中性子捕獲断面積，ANNRI，Cs-133，TOF

## 1. 緒言

J-PARC の物質・生命科学実験施設の大強度中性子を利用して、高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核分裂生成核種（LLFP）のうち、$^{135}$Cs（半減期 230 万年）の中性子捕獲反応断面積を測定する計画である。更に、$^{135}$Cs を測定する際に、試料中に化学的に分離できない核分裂生成物 $^{133}$Cs（安定核種）及び $^{137}$Cs（半減期 30 年）が不純物として混在する。そこで、$^{135}$Cs のデータを精度良く測定するために、$^{133}$Cs の断面積測定を実施した。

## 2. 実験及び解析

J-PARCの物質・生命科学実験施設ビームラインBL04「ANNRI」を用い、熱領域から熱外領域(約1 keV)の中性子エネルギー領域で中性子飛行時間法を用いて$^{133}$Csの捕獲断面積を測定した。測定試料は中性子源から21.5 mの位置に設置した。試料から放出される捕獲ガンマ線はANNRIのGeスペクトロメータで測定した。検出器からの信号は飛行時間(TOF)及び波高(PH)の二次元データとして１イベント毎に記録した。測定に用いた$^{133}$Cs試料の化学形態は$Cs_2CO_3$であり、粉末をプレスしペレット状態に成形した。Csペレットは直径5.04 mm、厚さ0.329 mmの円盤であり、その重量は17.2 mgである。入射中性子のエネルギースペクトルを導出するために、$^{10}$Bの試料の測定を行い、$^{10}$B(n,αγ)$^{7}$Li反応で放出される478 keVガンマ線を測定した。バックグラウンドを差し引くために試料無しの測定を行った。また、断面積の絶対値を導出するために金試料の測定を行った。図は暫定的に得られた捕獲断面積とJENDL-4.0の評価値を比較している。JENDL-4.0に採用されている共鳴のうち、２つの共鳴(140 ev及び373 eV)が得られた実験データに観測されなかった。現在、不感時間補正、試料で散乱された中性子によるバックグラウンドの差し引き、断面積の規格化を進めている。本発表では、実験と解析結果の詳細について報告する。




本研究は、総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により、科学技術振興機構を通して委託されたものです。

* Brian Yamada Hales, Shoji Nakamura, Atsushi Kimura, Osamu Iwamoto
Japan Atomic Energy Agency

# J-PARC/ANNRI-NaI(Tl)検出器を用いた Am-241 の中性子捕獲断面積の測定

Measurement of Neutron Capture Cross Section of Am-241
Using ANNRI-NaI(Tl) Spectrometer at J-PARC

*片渕 竜也[1]，井頭 政之[1]，寺田 和司[2]，木村敦[2]，中村 詔司[2]，
中尾 太郎[2]，岩本 修[2]，岩本 信之[2]，原田 秀郎[2]，堀 順一[3]
[1]東京工業大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]京都大学

J-PARC/MLF/ANNRI において NaI(Tl)検出器を用いて飛行時間法により $^{241}$Am の中性子捕獲断面積の測定を行った。熱領域から共鳴領域の断面積を導出し、過去の実験値、評価値と比較した。結果について報告する。

**キーワード：**Am-241、中性子捕獲断面積、飛行時間法、NaI(Tl)検出器、J-PARC、ANNRI

## 1. 緒言

現在提案されている核廃棄物中のマイナーアクチニドの核変換処理において $^{241}$Am は重要な対象核種の一つである。核変換処理システムを設計するにあたって広い中性子エネルギー範囲にわたって精度の良い中性子断面積データが不可欠である。そのため、本研究において J-PARC の高強度パルス中性子ビームを用いて $^{241}$Am の中性子捕獲断面積の測定を行った。

## ２．実験・結果

実験は J-PARC の物質・生命科学実験施設（MLF）の中性子核反応測定装置（ANNRI）を用いて行った。飛行距離 27.9 m の位置に $^{241}$Am 試料を設置して捕獲ガンマ線の測定を行った。試料からの捕獲ガンマ線は NaI(Tl)検出器を用いて検出した。標準試料として $^{197}$Au、中性子スペクトルの測定のためにホウ素試料、バックグラウンド決定のためにダミーケースを用いた測定も行った。計測はこれまでに開発したパルス幅測定に基づく方法で行った。そのためのデータ収集装置として FAST ComTec 社製 MPA4T を使用した。これまでに確立したパルス幅測定法により、不感時間補正やパルス幅から波高への変換を行った。バックグラウンドの差し引きを行い、波高重み法を適用することで中性子捕獲断面積を得ることができた。得られた結果を過去の実験値及び核データライブラリの評価値と比較した。講演においては結果及びこれまでの測定値、評価値との比較についての議論を行う。

本報告は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度の「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の成果である。

---

*Tatsuya KATABUCHI[1], Masayuki IGASHIRA[1], Kazushi TERADA[2], Atsushi KIMURA[2], Shoji NAKAMURA[2], Taro NAKAO[2], Osamu IWAMOTO[2], Nobuyuki IWAMOTO[2], Hideo HARADA[2], Jun-ich HORI[3]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Kyoto University

# BGO 検出器を用いた Eu-151, 153 の中性子捕獲断面積に関する測定的研究

Measurement of Neutron Capture Cross Sections of Eu-151,153 using BGO Detectors

*李 在洪[1], 堀 順一[2], 佐野 忠史[2], 中島 健[2]
[1]京都大学 原子核工学, [2]京都大学 原子炉実験所

京都大学原子炉実験所の電子線型加速器（KURRI-LINAC）において、$^{151,153}$Eu の中性子捕獲反応断面積を中性子飛行時間（TOF）法により測定した。中性子捕獲γ線の検出器として 12 台の全吸収型 BGO 検出器を用い、$^{151,153}$Eu の分離共鳴エネルギー領域における中性子捕獲断面積を取得した。$^{151}$Eu の 3.36eV 共鳴については JENDL-4.0 の評価値が約 2 倍過小評価となっていることを示唆する結果を得た。

**キーワード**：KURRI-LINAC、中性子捕獲断面積、中性子飛行時間（TOF）、BGO 検出器、Eu-151, 153

**1. 緒言**　使用済み核燃料取扱施設で最も重要な安全管理の一つに臨界安全管理がある。実態に合った効率的な臨界安全管理を行うためには、使用済み核燃料の燃焼に伴う反応度減少（燃焼度クレジット）を考慮することが必要である。燃焼度クレジットを導入するためには、主要な核分裂生成物（FP）に対する高精度な中性子捕獲反応断面積データが要求される[1]。$^{153}$Eu は燃焼度クレジット対象核種として選定された核種であり、$^{151}$Eu は $^{153}$Eu 試料中に不純物として含まれるため重要である。先行研究では、$C_6D_6$ 検出器を用いて $^{151}$Eu, $^{151}$Eu の中性子捕獲断面積の絶対値を熱中性子エネルギーから keV 領域まで測定した[2]。ところが、統計精度を上げるために広いエネルギー幅の平均断面積を測定対象としていたことから、本研究ではより詳細な共鳴解析を行うために、検出効率の高い BGO 検出器を用いることによって、分離共鳴エネルギー領域における $^{151,153}$Eu の中性子捕獲断面積測定を行った。

**2. 実験**　$^{151,153}$Eu の中性子捕獲断面積の測定は、KURRI-LINAC のパルス光中性子源を用いた。加速器の運転条件は、繰り返し周波数 50 Hz、平均ビーム電流約 13 μA、パルス幅 100 ns とした。測定は TOF 法により行い、測定試料と中性子源の距離は 12.7 m とした。試料からの捕獲γ線測定には、全吸収型検出器として 12 台の BGO 検出器を用いた。また、試料に入射する中性子束を決定するために、$^{10}$B に対する測定も行った。試料中での中性子自己遮蔽及び多重散乱効果の補正係数を、モンテカルロシミュレーションコード MCNP-5 を用いて求めた。 得られた断面積は、JENDL-4.0 の熱中性子捕獲断面積の評価値に対して規格化した。

**3. 結果・考察**　$^{151}$Eu の中性子捕獲断面積の測定結果と JENDL-4.0 及び ENDF-B/VII.1 の比較を図 1 に示す。図 1 から分かるように 3.36eV の共鳴ピークでは、ENDF-B/VII.1 の評価値が JENDL-4.0 の約 2 倍となっている。本実験は 3.36eV 共鳴については ENDF-B/VII.1 を支持する結果となった。約 2.5、3.9eV 近傍に観測された構造は、$^{151}$Eu 試料中に含まれている不純物 $^{153}$Eu（2.4%）の寄与によるものと考えられる。本発表では、不純物の補正も含めたデータ解析とその結果について報告する。

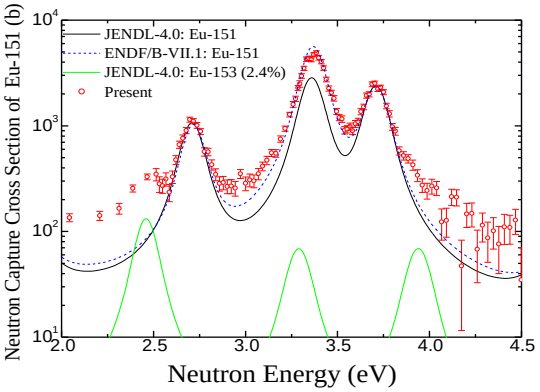



**図 1** $^{151}$Eu に対する中性子捕獲断面積の比較

**参考文献**

[1] Nuclear Fuel Cycle Facility Safety Research Committee. [A guide introducing burn-up credit, preliminary version]. 2001; JAERI-Tech 2001-055 [in Japanese].
[2]J. H. Lee *et al*., “Measurement of $^{151,153}$Eu Neutron Capture Cross Sections using a pair of $C_6D_6$ Detectors”, Proc. the 2010 Symposium on Nuclear Data, JAEA-Conf 2011-002, 101-106 (2011).

* Jaehong Lee[1], Jun-ichi Hori[2], Tadafumi Sano[2] and Ken Nakajima[2]

[1]Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, [2]Kyoto University Research Reactor Institute.

# 原子炉を利用した全核分裂生成物の元素変換特性 (4) 放射化分析実験と燃焼計算解析による ルテニウム安定同位体の中性子捕獲断面積データの検証

Basic Research on the Element Transmutation of All Fission Products Using Nuclear Reactors (4) Verification of Nuclear Data on Neutron Capture Cross Section of Stable Isotopes of Ruthenium by Neutron Activation Analysis and Burnup Calculation

*寺島 敦仁[1,2,3]，Mikael Nilsson[2]，小澤 正基[1]，千葉 敏[1]

[1]東京工業大学，[2]University of California, Irvine，[3]日本学術振興会特別研究員 DC

本研究では、University of California, Irvine の TRIGA®炉での放射化分析実験と MVP–BURN コードを用いた燃焼計算解析によって、特に、ルテニウム安定同位体の中性子捕獲断面積データの検証をおこなった。

**キーワード**：核変換，ルテニウム，中性子捕獲断面積，UCI-TRIGA 炉，MVP-BURN コード

**1. 緒言**：我々は、計算機シミュレーションと原子炉実験の双方に取り組むことで、核分裂生成物の核変換による元素資源創製に関する研究[1,2]を進めている。中性子照射実験によって、計算コード内で使用している核データの精度及び信頼性を検証することは、計算結果の信頼性を担保する上で非常に有益である。本研究では、University of California, Irvine (UCI) の TRIGA®炉での放射化分析実験と MVP–BURN コードを用いた燃焼計算解析によって、ルテニウム(Ru) 安定同位体の中性子捕獲断面積データの検証をおこなった。

**2. 研究手法**

**2-1. 放射化分析実験**：Ru 濃度~1000ppm の硝酸溶液試料 1mL を調製し、UCI-TRIGA 炉の炉心外周の回転照射領域にて、出力 250kW で 1 時間の中性子照射を実施した。高純度ゲルマニウム半導体検出器を用いて、照射後試料のガンマ線計測を実施した。計測結果から、生成された放射性同位体 $^{97}$Ru、$^{103}$Ru、及び $^{105}$Ru の放射能を計算することで、照射終了時刻における各放射性同位体の生成量 $^{A}N_{\mathrm{exp}}$ を算出した。

**2-2. 燃焼計算解析**：燃焼計算コード MVP-BURN、及び JENDL-4.0 に基づく MVP 用断面積ライブラリセット MVPLIB_J40 を使用して、Ru 同位体の生成消滅に係る数値計算をおこなった。なお、燃焼チェーンデータ ChainJ40 内に、記載のなかった $^{96, 97, 98, 99}$Ru の取り扱いを追加した。上記の照射実験を模擬して、臨界計算及び燃焼計算解析を実行し、照射終了時刻における各放射性同位体の生成量 $^{A}N_{\mathrm{cal}}$ を算出した。

**2-3. 中性子照射量の規格化及び C/E 値の相対評価**：$^{105}$Ru の両結果が $^{105}N_{\mathrm{exp}} = {}^{105}N_{\mathrm{cal}}$ となるように補正することで、中性子の照射量を規格化し、$^{97}$Ru 及び $^{103}$Ru について（$^{105}$Ru との相対的な）C/E 値を算出した。

**3. 結果（中性子捕獲断面積データの検証）**：上記 2-3.で求めた C/E-1[%]は、$^{97}$Ru: -10%、$^{103}$Ru: 22%となった。なお、$^{102}$Ru の熱中性子捕獲断面積 $^{102}\sigma_{\gamma(\mathrm{thermal})}$については、JENDL-4.0 での評価値(1.48[b]) が、他のライブラリや最近得られた測定値(1.24[b])[3]よりも 20%程度大きな値となっている。上記 C/E 値から簡易的に推定した $^{102}\sigma_{\gamma(\mathrm{thermal})}$は 1.22[b]となり、本検証は JENDL-4.0 よりも文献[3]らの値をサポートする結果となった。

**謝辞**：本研究は、東京工業大学環境エネルギー協創教育院、及び JSPS 科研費 15J12066 の助成を受けたものである。

**参考文献**

[1] M. Ozawa, C.Y. Han, T. Kaneshiki, and M. Nilsson, Proceedings of International Nuclear Fuel Cycle Conference (GLOBAL2013), Salt Lake City, Utah, USA, Sept.29-Oct.3, 2013, pp.1499-1503 (2013).

[2] A. Terashima and M. Ozawa, *Nucl. Sci. Tech.* **26**(1), S010311 (2015).

[3] F.F. Arbocco, P. Vermaercke, K. Smits, et al., *J. Radioanal. Nucl. Chem.* **302**(1), pp.655-672 (2014).

---

*Atsunori Terashima[1,2,3], Mikael Nilsson[2], Masaki Ozawa[1], and Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]University of California, Irvine, [3]JSPS Research Fellow DC

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Wed. Sep 7, 2016 11:20 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 2:20 AM - 3:00 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [1N06-07] Photonuclear reaction

Chair: Tatsuya Katabuchi (Tokyo Tech)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

### [1N06] E1 and M1 strengths of Cr-52 in nuclear photon scattering

*Toshiyuki Shizuma[1], Takehito Hayakawa[1], Hideaki Ohgaki[2], Izuru Daito[2], Shuji Miyamoto[3], Futoshi Minato[4] (1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2.Kyoto University, 3.University of Hyogo, 4.Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

### [1N07] Measurement of neutron spectra due to photonuclear reaction using 17 MeV linearly polarized photons

*Yoichi Kirihara[1], Toshiro Itoga[2], Toshiya Sanami[1,3,4], Hiroshi Nakashima[5,4], Yoshihito Namito[1,3], Shyuji Miyamoto[6], Akinori Takemoto[6], Masashi Yamaguchi[6], Yoshihiro Asano[4,6] (1.KEK, 2.JASRI, 3.SOKENDAI, 4.RIKEN, 5.JAEA, 6.LASTI)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# 核共鳴蛍光散乱における Cr-52 の E1 及び M1 遷移強度

E1 and M1 strengths of Cr-52 in nuclear photon scattering

*静間　俊行[1]，早川　岳人[1]，大垣　英明[2]，大東出[2]，
宮本 修治[3]，湊　太志[4]
[1]量研機構，[2]京大、[3]兵庫県立大、[4]原子力機構

直線偏光レーザーコンプトンガンマ線を用いて Cr-52 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。入射ガンマ線の偏光面と散乱ガンマ線の放出角度の相関から遷移の多重極度（E1 または M1）を決定し、励起エネルギー7.5MeV から 12MeV 領域の E1 及び M1 遷移強度を求め、理論計算との比較分析を行った。

**キーワード：**レーザーコンプトンガンマ線、核共鳴蛍光散乱、双極子遷移

## 1. 緒言

鉄領域核では、主に f7/2 軌道から f5/2 への核子スピンの変化を伴う 1 粒子・1 空孔励起に起因する磁気双極子（M1）遷移が起き、その強度分布には、芯偏極、2 粒子・2 空孔励起による高次配位混合やテンソル力などの残留相互作用が寄与する。しかしながら、これまでの測定では M1 遷移と電気双極子（E1）遷移との識別が困難なため、Cr-52 の M1 遷移強度分布がよくわかっていなかった。そこで、Cr-52 の M1 励起における残留相互作用の影響を明らかにするため、直線偏光レーザーコンプトンガンマ線を用いて Cr-52 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。

## 2. 核共鳴散乱実験

実験は兵庫県立大学・高度産業科学技術研究所のニュースバル放射光施設において行った。最大エネルギー8.2、8.8、9.4、10、11、12 MeV のレーザーコンプトンガンマ線を生成し、天然クロム標的に照射した。入射ガンマ線の偏光面を垂直方向に固定し、水平方向と垂直方向に設置した共鳴散乱ガンマ線を、相対検出効率 120%及び 140%の 2 台高純度ゲルマニウム検出器 2 台を用いて計測した。

## 3. 結果

入射ガンマ線の偏光面に対する散乱ガンマ線強度の非対称度（図１）から遷移の多重極度（E1、M1）を決定し、励起エネルギー7.5MeV から 12MeV 領域の M1 遷移強度を求めた。また、タム・ダンコフ近似模型を用いた計算との比較から、残留相互作用に 2 粒子・2 空孔励起の効果を考慮することにより、M1 遷移強度分布をよりよく再現できることがわかった。

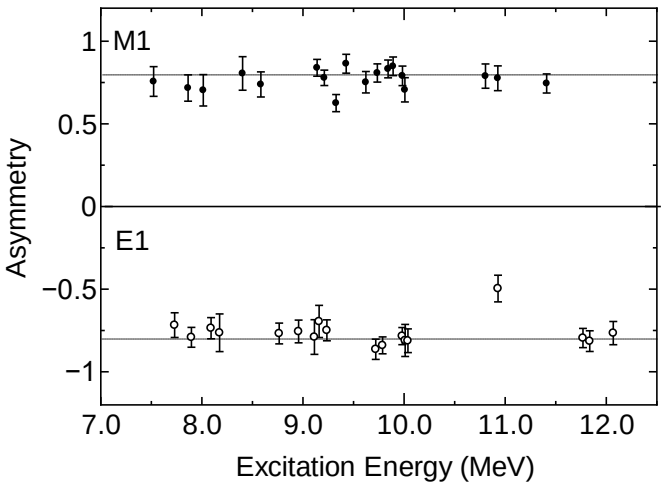



図１．共鳴散乱ガンマ線強度の非対称度

*Toshiyuki SHIZUMA[1], Takehito HAYAKAWA[1], Hideaki OHGAKI[2], Izuru Daito[2], Shuji MIYAMOTO[3], Futoshi MINATO[4]
[1]QST, [2]Kyototo Univ., [3]Univ. of Hyogo, [4]JAEA

# 17 MeV 入射光子からの光核反応による中性子スペクトルの偏光依存性

Measurement of neutron spectra due to photonuclear reaction using 17 MeV linearly polarized photons

*桐原 陽一[1], 糸賀 俊朗[2], 佐波 俊哉[1,3,4], 中島 宏[5,4], 波戸 芳仁[1,3], 宮本 修治[6], 武元 亮頼[6], 山口 将志[6], 浅野 芳裕[4,6]

[1]KEK, [2]JASRI, [3]総研大, [4]理研, [5]原子力機構, [6]兵庫県立大

近年、直線偏光光子による巨大双極子共鳴領域の光核反応において、中性子の方位角分布の異方性が実験的に示された。本研究では、直線偏光光子による光核反応から放出される中性子の偏光依存性を調べるため、16.95 MeV の直線偏光及び円偏光光子を金ターゲットに入射した時の中性子スペクトルを TOF 法により測定した。

**キーワード**：中性子スペクトル、光核反応、直線偏光光子、円偏光光子、巨大双極子共鳴、NewSUBARU

## 1. 緒言

高エネルギーの電子加速器施設において、電子の制動放射によって生成された高エネルギー光子は、光核反応を引き起こす。そのため遮蔽の観点から、光核反応起因による中性子の線量分布や放射化の影響を評価する必要がある。近年、直線偏光光子による巨大双極子共鳴領域の光核反応において、中性子の方位角分布の異方性が実験的に示されている[1]。そこで本研究では 16.95 MeV の直線偏光及び円偏光光子が金ターゲットに入射した場合を例にとり放出中性子エネルースペクトルの偏光依存性を測定・調査した。

## 2. 実験と結果

NewSUBARU-BL01 において 16.95 MeV のレーザーコンプトン散乱ガンマ線(LCS ガンマ線)を金ターゲットに照射し、光核反応による中性子スペクトルを TOF 法により測定した。LCS ガンマ線は、方位角 90 度方向直線偏光光子及び円偏光光子を用いた。中性子検出器は 3 台の NE213 シンチレータをターゲットから水平方向 60 度(H. 60°)、90 度(H. 90°)、鉛直方向 90 度(V. 90°)で、それぞれ距離約 60 cm に設置した。また NE213 の検出効率は SCINFUL-QMD コード[2]を用いて算出した。図に直線偏光光子を金ターゲットに入射したときの中性子スペクトルを示す。偏光方向と同じ方向にある鉛直方向 90 度が他方向より高いことがわかる。また、放出中性子エネルギーが高くなるほど偏光の影響が大きくなることがわかる。発表では、これらの結果を示すとともに輸送コードによる偏光依存のない計算との比較も行う予定である。

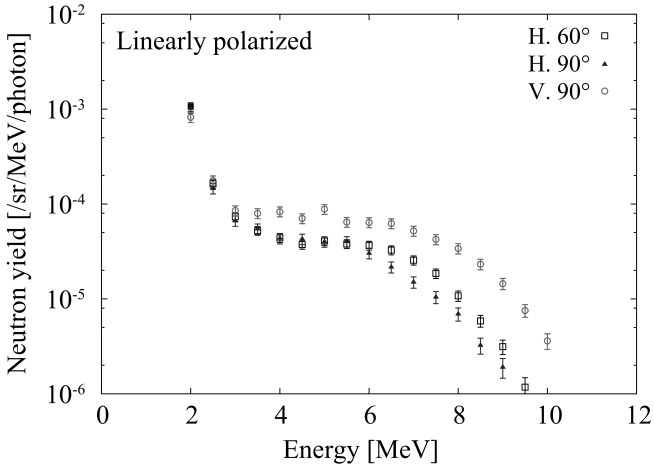



図. 16.95 MeV 直線偏光光子を金ターゲットに入射したときの中性子スペクトル

### 参考文献

[1] K. Horikawa et al., Phys. Lett. B 737, 109 (2014)

[2] D. Satoh, S. Kunieda, Y. Iwamoto, N. Shigyo and K. Ishibashi, Nucl. Sci. Tech. 2 657 (2002)

*Yoichi Kirihara[1], Toshiro Itoga[2], Toshiya Sanami[1,3,4], Hiroshi Nakashima[5,4], Yoshihito Namito[1,3], Shuji Miyamoto[6], Akinori Takemoto[6], Masashi Yamaguchi[6] and Yoshihiro Asano[4,6]

[1]KEK, [2]JASRI, [3]SOKENDAI, [4]RIKEN, [5]JAEA, [6]LASTI

General Meeting

Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

**[GM1N]「核データ部会」第34回全体会議**

[GM1N] General Meeting

General Meeting

# [GM1N] 「核データ部会」第34回全体会議

Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

## [GM1N]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [1N08-10] Fission reaction

Chair: Osamu Iwamoto (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [1N08] Measurement of high energy gamma-ray spectrum accompanied by neutron induced fission of $^{235}$U (2)

*Hiroyuki Makii[1], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Riccardo Orlandi[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Torsten Soldner [2], Franz-Josef Hambsch[3], Robert Frost[4], Igor Tsekhanovich[5], Costel Petrache[6] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Institut Laue-Langevin, 3.Institute for Reference Materials and Measurements, 4.University of Manchester, 5.CENBG Bordeaux, 6.CSNSM Orsay)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [1N09] Fission fragment mass distributions of Np, Pu and Am isotopes utilizing multi-nucleon transfer reactions

*Mark James Vermeulen[1], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1], Kazuaki Tsukada[1], Satoshi Chiba[2], Andrei Andreyev[3] (1.JAEA, 2.TIT, 3.Univ. York)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [1N10] The charge polarization and its impact on prompt fission neutron spectra of actinides

*Chikako Ishizuka[1], Hiroki Jojima[1], Mark D. A. Usang[1], Satoshi Chiba[1], Nicolae Carjan[2] (1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative research, Tokyo Tech, 2.IFIN-HH)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

# $^{235}$U 中性子核分裂における即発高エネルギーガンマ線スペクトルの測定(2)

Measurement of high energy gamma-ray spectrum accompanied by neutron induced fission of $^{235}$U (2)

*牧井 宏之[1], 西尾 勝久[1], 廣瀬 健太郎[1], オルランディ リカルド[1], 小川 達彦[1], Torsten Soldner[2], Franz-Josef Hambsch[3], Robert Frost[4], Igor Tsekhanovich[5], Costel Petrache[6]

[1]原子力機構, [2]ラウエ・ランジュバン研究所, [3]標準物質計測研究所, [4]マンチェスター大学, [5]ボルドー・グランディニヤン研究所, [6]オルセー原子核研究所

仏国ラウエ・ランジュバン研究所において高中性子束炉からの大強度冷中性子ビームと $LaBr_3$(Ce)シンチレータを用いて $^{235}$U 中性子核分裂に伴い発生するガンマ線を観測し、即発ガンマ線スペクトルを導出した。

**キーワード：**中性子核分裂，ウラン 235，即発ガンマ線スペクトル，ラウエ・ランジュバン研究所

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所における廃止措置ではデブリとなった核燃料の取り出しが計画されているが、体系が未臨界であることを保証しながら作業を進める必要がある。環境からの強いバックグラウンドガンマ線下で核分裂事象を計測するため、我々はエネルギー6 MeV 以上の高エネルギーガンマ線に感度を有する未臨界監視検出器を提案している。この検出器開発の基礎データとなる $^{235}$U 中性子核分裂に伴い発生するガンマ線を観測し、即発高エネルギーガンマ線スペクトルを導出したので、その結果を報告する。

## 2. 実験

濃縮 $^{235}$U 標的を真空槽内に設置し、これにラウエ・ランジュバン研究所にある高中性子束炉から供給される大強度冷中性子ビームを照射して測定を行った。核分裂で生成される核分裂片は標的を挟むように設置した 2 台の多芯線比例計数管(MWPC)を用いて測定し、即発ガンマ線は 2 台の高感度 $LaBr_3$(Ce)シンチレータを用いて測定した。$^{235}$U 中性子核分裂においては最近の測定[1]でも最大 7 MeV 程度までのガンマ線しか観測された例がないが、大強度冷中性子ビームと我々が開発した高効率測定装置を組み合わせた感度増大により、おおよそ 20MeV までの領域でガンマ線を観測することができた。得られたデータの解析において必要となる $LaBr_3$(Ce)シンチレータの応答関数は原子力機構タンデム加速器施設において $^{11}$B(p,γ)$^{12}$C 反応からの最大 18 MeV のガンマ線を観測することにより取得した。本発表では得られた結果を報告するとともに、ガンマ線の発生機構について議論する。

### 参考文献

[1] A. Oberstedt et al., Phys. Rev. C 87 (2013) 051602.

---

*Hiroyuki Makii[1], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Riccardo Orlandi[1], Tatsuhiko Oagawa[1], Torsten Soldner[2], Franz-Josef Hambsch[3], Robert Frost[4], Igor Tsechanovich[5], and Costel Petrache[6]

[1]JAEA, [2]Institut Laue-Langevin, [3]Institute for Reference Materials and Measurements, [4]University of Manchester, [5]CENBG Bordeaux, [6]CSNSM Orsay

※本発表は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業・原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブとして原子力機構が実施した「新たな未臨界監視検出器をめざした核分裂高エネルギーガンマ線の測定」に関する研究成果である。

# Fission Fragment Mass Distributions of Np, Pu and Am Isotopes Utilizing Multi-Nucleon Transfer Reactions

*Mark Vermeulen[1], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1], Kazuaki Tsukada[1], Satoshi Chiba[2], Andrei Andreyev[3]

[1]JAEA, [2]TIT, [3]Univ. of York

Fission fragment mass distributions (FFMDs) of $^{237,238,239}$Np, $^{238,239,240}$Pu and $^{241,242,243}$Am nuclei, and their dependence on excitation energy up to 70 MeV, have been measured at the JAEA-Tokai Tandem Accelerator Facility, employing multi-nucleon transfer (MNT) reactions using an $^{18}$O beam and $^{237}$Np target.

**Keywords:** Nuclear fission, multi-nucleon transfer reaction, fission fragment mass distribution, neptunium, plutonium, americium

## 1. Introduction

FFMD are interpreted in terms of symmetric and asymmetric modes which are linked to the shell structure of the CN and FFs. The current work looks at the excitation energy dependence of the FFMD of various actinide nuclei, with the aim to provide more information regarding the distribution of waste products following the transmutation of actinide waste in accelerator driven systems (ADS).

## 2. Method

The JAEA-Tokai Tandem accelerator facility was utilized for the current work, supplying an $^{18}$O beam with an energy of 162 MeV. This beam impinged on a target of $^{237}$Np, leading to many excited compound nuclei (CN; $^{237,238,239}$Np, $^{238,239,240}$Pu, $^{241,242,243}$Am), via MNT reactions, which then undergo fission. CN and their excitation energies were identified by detecting ejectiles with a silicon ΔE-E telescope [1,2]. Fission fragments were detected in coincidence with two multi-wire proportional counters (MWPCs), and FFs masses were determined by a kinematic consideration.

## 3. Results

Preliminary results show the transition from asymmetric fission to asymmetric fission as CN excitation energy increases. Figure 1 shows the case for $^{241}$Am. All the measured nuclei investigated in this experiment showed similar behavior. Aside from Np, Pu and Am isotopes, FFMD will also be shown for various Cm, Bk and Cf isotopes.

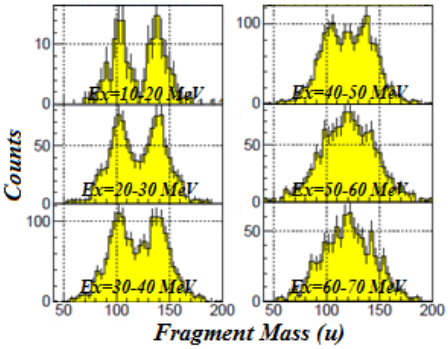



Figure 1 - Preliminary FFMD as function of excitation energy for the example of $^{241}$Am for various ranges of excitation energy, Ex.

Present study is supported by “Development of prompt neutron measurement by surrogate reaction method and evaluation of neutron energy spectra” by the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan.

### References

[1] Katsuhisa Nishio *et al*. Physics Procedia 64 (2015) 140.

[2] Romain Leguillon *et al*. Phys. Lett. B (submitted).

# 荷電偏極と即発中性子への影響

The charge polarization and its impact on prompt fission neutron spectra of actinides

*石塚　知香子[1]，城島　洋紀[1]，マーク　ウサング[1]，千葉　敏[1]，ニコラエ　カルジャン[2]
[1]東工大科学技術創成研究院先導原子力研究所，[2]ホリア・フルベイ原子物理工学研究所

ランジュバン模型を用いて、核分裂生成物の Unchanged Charge Distribution(UCD) からの電荷のずれ（荷電偏極）を見積もると実験値をよく説明できる。即発中性子放出の評価を精度良く行なうため、荷電偏極の効果をきちんと取り入れてその効果を検証する。

**キーワード： 核データ、核分裂、荷電偏極、即発中性子**

## 1. 緒言

遅発中性子放出を正しく予測するためには即発中性子評価の精度向上が要求される。しかしながら、その見積もりの前提として一般的に UCD 仮定が用いられている。核物質の非圧縮性のために、原子核表面の中性子密度が下がるとそれに伴って対称エネルギーの増加と拮抗するように陽子密度が上昇する。そのために重い核分裂片と軽い分裂片では荷電の分けられ方が不変電荷分配（UCD）の仮定とは異なるものと考えられており、実験でも UCD からのズレ（荷電偏極）が観測されている。これは一次核分裂収率や独立収率としばしば表される核分裂片のアイソトープ分布と関係し、その測定は低励起エネルギーにおいて現在も挑戦的な課題であるため、その理論的研究は重要である。特に遅発中性子放出の境界は UCD と近接しているため、核分裂時の荷電偏極をウラン領域の核に対して正確に見積れる理論の確立が原子炉の安定性を確保する上でも必要不可欠である。

## 2. 理論

本講演では動力学模型（ランジュバン模型[1]）の核分裂時の形状から求めた系全体のエネルギーを最小にする荷電偏極を用いて、即発中性子数の質量数分布やスペクトルに与える影響を検証する。荷電偏極を与えるポテンシャルとしては、ランジュバン計算で使う二中心殻模型と質量公式を用いた。ただし動力学模型のポテンシャルに含まれるシェル補正やペアリング補正は、分裂核全体のエネルギーを最小化する際には無視した。即発中性子数の見積もりにはランジュバン模型で得られる独立収率/TKE/荷電偏極を用い、スペクトルは Los Alamos Model で評価する。また比較のために LLNL の Fission Reaction Event Yield Algorithm (FREYA)や GEF 等を用いた評価も行う。

## 3. 結果

我々の三次元ランジュバン模型は核分裂片の独立収率のみならず、TKE や荷電偏極についても実験値をよく再現できる。本講演では、ランジュバン計算から得られるこれらの情報を集結して、即発中性子の見積もりを行った初めての例である。さらに FREYA 等を用いた計算との比較により、即発中性子放出における荷電偏極の影響を検証する。

### 参考文献

[1] M. D. Usang, F. A. Ivanyuk, C. Ishizuka, S. Chiba, submitted to Phys. Rev. C

---

*Chikako Ishizuka[1], Hiroki Jojima[1], Mark D. A. Usang[1], Satoshi Chiba[1] and Nicolae Carjan[2]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative research, Tokyo Tech., [2]IFIN-HH

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Wed. Sep 7, 2016 3:35 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [1N11-15] Nuclear theory, calculation code, nuclear data validation

Chair: Chikako Ishizuka (Tokyo Tech)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1N11] Calculation of nuclear level density using the microscopic statistical model with Hartree-Fock-Bogoliubov theory

*Naoya Furutachi[1], Futoshi Minato[1], Osamu Iwamoto[1] (1.JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1N12] Estimation of systematic uncertainty in calculated results by PHITS with nuclear reaction cross section model

*Shintaro Hashimoto[1], Osamu Iwamoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Koji Niita[2] (1.JAEA, 2.RIST)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1N13] Extension of nuclear evaluation code AMUR based on the resonance theory

*Satoshi Kunieda[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1N14] Some problems on KERMA factors and DPA cross section data calculated with NJOY code (2)

*Chikara Konno[1], Kenichi Tada[1], Saerom Kwon[2], Masayuki Ohta[2], Satoshi Sato[2], Kenya Suyama[1] (1.JAEA, 2.QST)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1N15] New Integral Experiment on Vanadium Using DT Neutrons at JAEA/FNS

*Satoshi Sato[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Chikara Konno[2] (1.QST, 2.JAEA)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# Hartree-Fock-Bogoliubov 理論を用いた微視的統計模型による準位密度の計算

Calculation of nuclear level density using the microscopic statistical model with Hatree-Fock-Bogoliubov theory

*古立直也, 湊太志, 岩本修

JAEA

本研究では、微視的な準位密度計算手法の精度改善について議論する。主に核構造計算における対相関力の取り扱いの改善を行い、準位密度の計算精度にどのように影響するかを分析した。

**キーワード： 準位密度，中性子核データ**

## １．緒言

統計模型や前平衡の模型を用いた核反応の計算では、原子核の準位密度の情報が必要不可欠となる。準位密度の計算にはFermi gas模型といった現象論的な模型が広く用いられているが、その信頼性は主にs波中性子共鳴間隔$D_0$の実験値を再現するようなパラメータ調節に依存しているため、実験値の存在しない不安定核などの計算ではより微視的な理論による準位密度計算が望まれる。 Hartree-Fock(HF)理論に基づいた微視的統計模型[1]や、微視的combinatorial 法[2]は、$D_0$の実験再現性において現象論的模型の計算精度に近い結果を得ることに成功している理論模型の一つである。しかし、その計算結果は対相関力の強さに強く依存していることがわかっており[2]、その不定性が計算精度に影響していると考えられる。そこで我々は、主に対相関力の役割に注目し、微視的な核準位密度計算の精度改善を目指す。

## ２．計算手法

本研究では、先行研究においてHF+BCS理論を用いて行われた微視的統計模型計算[1]を、より対相関の扱いに優れたHartree-Fock-Bogoliubov(HFB)理論を用いて行う。また、複数のSkyrme型相互作用と異なる対相関力の強さを用いた計算を行い、相互作用依存性を分析した。

## ３．計算結果

微視的統計模型により準位密度を導出し、中重核領域偶偶核21核種について準位数と$D_0$を実験値と比較した。HFB計算では、原子核の基底状態の性質を良く再現することが知られるSkyrme型相互作用SkM*及びSLy4を採用した。両方の相互作用を用いた計算において、原子核全体の対相関ギャップを再現するよう決定された通常の対相関力を用いた場合、$D_0$を大きく過大評価することがわかった。さらに、SkM*を用いて対相関力の強さを変えた計算を行った結果、実験値を良く再現する対相関力の強さは通常の強さの80%程度であった。

謝辞

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により、科学技術振興機構を通して委託されたものです。

**参考文献**

[1] P.Demetriou, S.Goriely, Nucl. Phys., A695, 95(2001).

[2] S.Hilaire, S.Goriely, Nucl. Phys., A779, 63(2006).

* Naoya Furutachi, Futoshi Minato and Osamu Iwamoto

Nuclear data center, Japan Atomic Energy Egency

# 核反応断面積モデルを用いた PHITS の計算結果における系統誤差の評価

Estimation of systematic uncertainty in calculated results by PHITS with nuclear reaction cross section model

*橋本　慎太郎[1]，岩本　修[1]，佐藤　達彦[1]，仁井田　浩二[2]
[1]原子力機構，[2]高度情報科学技術研究機構

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS を用いた放射線輸送計算において核反応断面積モデルの不定性に起因する系統誤差を評価する手法を開発し、中性子の遮へい計算の結果に伴う系統誤差を評価した。

**キーワード**：PHITS、粒子輸送計算コード、核反応断面積モデル、系統誤差

## 1. 緒言

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS[1]は、様々な放射線挙動を模擬することができるため、加速器施設の遮へい計算等の広い分野で利用されている。PHITS では、他のコードと同様、計算結果の信頼性を確認するため、計算に用いた試行回数に伴う統計誤差を評価できる。しかし、核反応を模擬するために PHITS に組み込まれた断面積モデルや核データには数%から数 10%の不定性が含まれており[2]、この不定性が計算結果に与える影響を系統誤差として評価する手法が求められていた。

## ２．計算手法

我々は、Koning らが提案した Total Monte Carlo 法[3]の考え方を基にし、20MeV 以下の中性子の全断面積データに含まれる不定性が遮へい計算の結果に与える影響を評価する機能を開発した[4]。この機能では、断面積データの不定性の範囲内で断面積を増減させ、擬似的に複数の断面積データ群を用意する手法を用いる。断面積の増減は乱数により決定し、各々の断面積データ群で PHITS による放射線輸送計算を実行する。計算結果は使用した複数の断面積によって変動するため、その変化量を核データ由来の系統誤差として評価する。本研究では、20MeV 以上の中性子の輸送に関与する核反応断面積モデルの不定性を評価し、その範囲内で断面積を増減させた複数の計算を実行することで、高エネルギー中性子の遮へい計算においても系統誤差を評価できるよう機能を拡張した。

## 3. 結果・考察

PHITS で 100MeV 中性子を 50cm 厚の鉄材に照射した場合の輸送計算を行い、95MeV 以上の中性子フルエンスの深さ分布を求めた結果を図 1 に示す。統計誤差が 1%以下となるよう試行回数を設定し、誤差棒は本手法で評価した系統誤差を示している。鉄と中性子の全断面積は数 10MeV の領域で誤差が大きく、これを参照して求めたモデルの不定性はプラス側に約 10%,マイナス側に約 30%となった。遮へい計算ではこの不定性が積み重なってフルエンスに影響を与える。中性子の散乱が少ない 10cm のフルエンスの誤差は +10%, -3%程度と小さいが、多数の散乱が関与する深さ 50cm においては+250%, -30%程度に増加する傾向が確認できた。

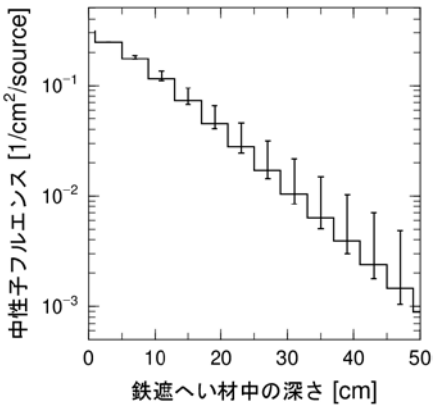



図 1. 100MeV 中性子を鉄材に照射した場合の 95MeV 以上の中性子フルエンス

### 参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50, 913(2013).
[2] H. Iwamoto et al., J. Nucl. Sci. Technol., in press (2016).
[3] A.J. Koning and D. Rochman, Ann. Nucl. Energy 35, 2024-2030 (2008).
[4] 橋本慎太郎 他, 日本原子力学会, 2016 年春の年会[3J05], 2016 年 3 月

*Shintaro Hashimoto[1], Osamu Iwamoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Koji Niita[2]
[1]JAEA, [2]RIST

# 共鳴理論に基づく断面積・共分散評価コード AMUR の改良

Extension of nuclear evaluation code AMUR based on the resonance theory

*国枝　賢　（原子力機構）

R 行列理論に基づく断面積・共分散解析コード AMUR を改良し、計算可能な物理量の拡大、解析オプション・利便性の拡張等を行った。改良版コードの概要を報告すると共に核データ評価への適用性を議論する。

**キーワード：**共鳴領域、核データ評価、断面積、共分散、R 行列理論、解析コード、中性子捕獲反応

**【1. 緒言】**　共鳴領域における中性子断面積およびその共分散は原子力工学における重要な基礎データである。近年では BNCT 加速器中性子源の開発、天体核物理学や微量分析技術の為の標準データとして軽核に対する荷電粒子反応断面積の整備も求められており、必要とされるデータや応用分野は多岐に亘ろうとしている。しかし、我が国における核データコミュニティには、共鳴領域における測定や評価の経験・知見が欧米諸国に比べて不十分であった。事実、汎用ライブラリ JENDL-4.0 に格納されている殆どの共鳴パラメータは欧米諸国による測定値や評価値がベースとなっている。近年、J-PARC 等における中性子共鳴データの測定が開始され、我が国でも共鳴断面積の測定データが蓄積されていくことが期待されている。一方、測定データの解析はなお欧米諸国のコードに頼っているのが現状である。しかし理論計算オプションや計算可能な物理量、あるいは解析条件に制約がある等の適用限界があり、諸国のコードは一長一短の性格を有している。

**【2. 計算コードの改良】**　これまでに軽核断面積評価用に開発した R 行列理論解析コード AMUR [1]により中性子・荷電粒子の断面積を計算することができる。本研究では、コードの汎用性・拡張性および利便性を高めることを目的とし、1) 理論計算および 2) 測定データ解析クラスに対して下記の改良を行った。

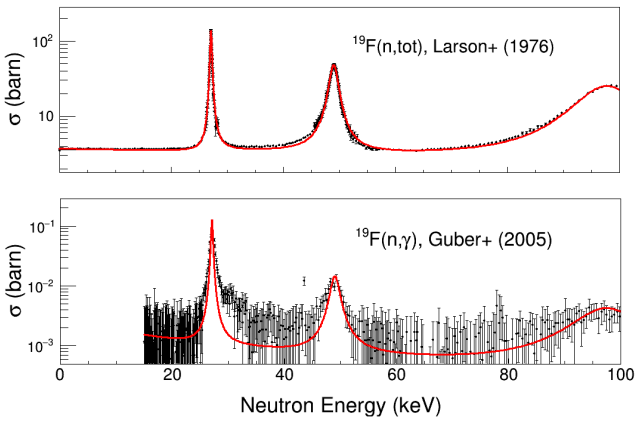
1) 標準的な R 行列理論に Reich-Moore の近似を導入し、捕獲反応断面積の計算を行えるように改良した。また、スピン 1/2 の粒子に対して偏極分解能の計算を行えるようにプログラムを拡張した。さらに、共鳴パラメータに対する断面積の感度解析等を簡便に行える機能を追加した。

2) エネルギーノード自動取得法や並列計算機能を導入し、励起関数および感度行列の計算を高速に行えるようにした。また、自由ガスモデルに基づくドップラー広がりの計算機能を追加した。さらに CERN ライブラリ ROOT や関数ポインタ等を効果的に用いることで、系統誤差やバックグランド等、測定条件に対する補正を柔軟に行えるように設計した。なお、全ての理論・測定に関わるパラメータを、一般化最小二乗法を用いて探索し、共分散と共に推定することが可能である。

**【3. 結果】**　本コードの適用例として $^{19}$F の中性子断面積測定データと予備解析結果を示す。図のように Reich-Moore の近似を用いて全反応断面積および捕獲反応断面積の測定データを同時にフィットし、R 行列理論や測定に関わるパラメータを取得することが可能である。

[1] S.Kunieda et al., Nucl. Data Sheets, 118, 250 (2014).

*Satoshi Kunieda (Japan Atomic Energy Agency)




図：$^{19}$F の中性子全断面積、捕獲断面積の解析結果

# NJOY コードで計算された KERMA 係数、DPA 断面積の問題点　(2)

Some problems on KERMA factors and DPA cross section data (2)

*今野　力[1]，多田　健一[1]、権　セロム[2]，太田　雅之[2]，佐藤　聡[2]，須山　賢也[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]量子科学技術研究開発機構

原子力学会「2015 年秋の大会」で、最新の核データライブラリーJENDL-4.0、ENDF/B-VII.1、JEFF-3.2、FENDL-3.0 から NJOY コードで作られた公式の ACE ファイルに入っている KERMA 係数、DPA 断面積の問題点を報告した。今回、新たに見つかった KERMA 係数、DPA 断面積の問題点について報告する。

**キーワード**：KERMA 係数, DPA 断面積, NJOY, 核データライブラリー

## 1. 緒言

原子力学会「2015 年秋の大会」で、FENDL-3.0 に含まれる 180 核種について、最新の核データライブラリーJENDL-4.0、ENDF/B-VII.1、JEFF-3.2、FENDL-3.0 から NJOY コードで作られた公式の ACE ファイルに入っている KERMA 係数、DPA 断面積の問題点（反応前後でのエネルギーバランスの崩れ、核データの誤り、異常に大きなヘリウム生成断面積、NJOY コードのバグ、捕獲反応のガンマ線データの格納形式の不整合）を報告した [1]。今回、JENDL-4.0、ENDF/B-VII.1、JEFF-3.2、FENDL-3.1b（FENDL-3.0 の改訂版）の全ての核種（497 核種）について NJOY コードから作成された公式の ACE ファイルに入っている KERMA 係数、DPA 断面積の比較検討を行い、新たな問題点が見つかったので報告する。

## 2. 手法

ACE ファイルに含まれている KERMA 係数､DPA 断面積を抽出し、それらを自動的にプロットするプログラムを作成し、JENDL-4.0、ENDF/B-VII.1、JEFF-3.2、FENDL-3.1b の全ての核種（497 核種）について核データライブラリー間で比較を行い、KERMA 係数、DPA 断面積に差がある場合、その原因を調べた。

## 3. 結果・考察

今回の検討で以下のことが新たにわかった。

(1) ２次ガンマ線データがない場合

２次ガンマ線データがないと NJOY はエネルギーバランス法で正しい KERMA 係数を計算することができないため、次善の策として運動学的手法の KERMA 係数を ACE ファイルに入れられることがあるが、この KERMA 係数は正しくない（図１の JENDL-4.0）。また、２次ガンマ線データがないと、NJOY は DPA 断面積も正しく計算できない。NJOY の問題と考えられる。

(2) file12-15 mt3 に２次ガンマ線データが入っている場合

２次ガンマ線データがあっても、file12-15 mt3 に入っていると、NJOY は DPA 断面積を正しく計算できない（図２の FENDL-3.1b）。また、エネルギーバランスも崩れていることが多いので、次善の策として運動学的手法の KERMA 係数を ACE ファイルに入れられることあるが、この KERMA 係数も正しくない。

(3) 異常に大きい粒子生成収率

JEFF-3.2 の $^{182}$W、$^{183}$W、$^{184}$W、$^{186}$W には 20MeV 以上で異常に大きい粒子生成収率データがあり、20MeV 以上で KERMA 係数、DPA 断面積が非常に大きくなる（図３の JEFF-3.2）。

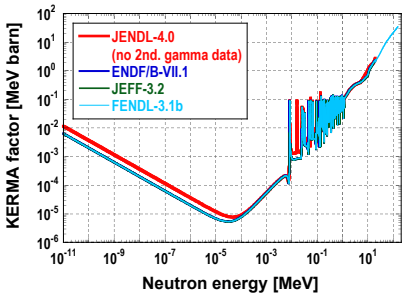



図１　$^{37}$Cl の KERMA 係数

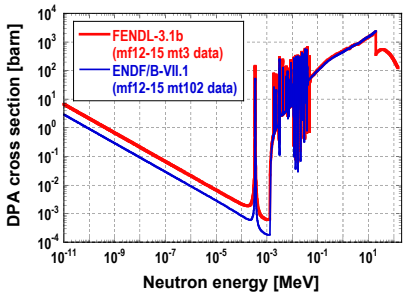



図２　$^{92}$Mo の DPA 断面積

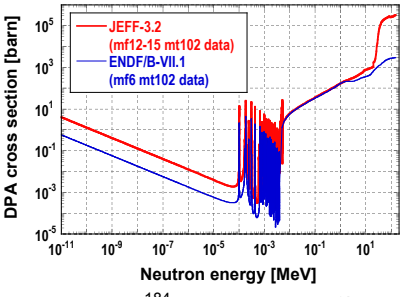



図３　$^{184}$W の DPA 断面積

## 参考文献

[1] 今野　他、原子力学会「2015 年秋の大会」O22.

*Chikara Konno[1], Kenichi Tada[1], Saerom Kwon[2], Masayuki Ohta[2], Satoshi Sato[2] and Kenya Suyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

# JAEA/FNS の DT 中性子を用いたバナジウムの新たな積分実験

New Integral Experiment on Vanadium Using DT Neutron at JAEA/FNS

*佐藤 聡[1], 権 セロム[1], 太田 雅之[1], 今野 力[2]

[1]量子科学技術研究開発機構, [2]日本原子力研究開発機構

バナジウムの核データライブラリーの検証を目的として、JAEA/FNS の DT 中性子を用いて、バナジウムの周囲を $Li_2O$ で囲んだ新たな体系で積分実験を行った。最新の核データライブラリーと MCNP による計算結果は実験結果と良い一致を示し、最新の核データライブラリーのバナジウムデータに問題がないことがわかった。

**キーワード：**FNS, DT Neutron, Vanadium, Integral Experiment, JENDL

## 1. 緒言

バナジウムの核データライブラリーの検証を目的として、約 20 年前に JAEA/FNS で行われたバナジウム積分実験では、計算結果と実験結果の一致は必ずしも良くなかった[1, 2]。その原因として実験室の壁からの散乱中性子が考えられたため、本研究では、バナジウム実験体系の周りを酸化リチウムで囲んで散乱中性子の影響を低減させた実験体系を用いて新たな積分実験を行った。

## 2. 実験

実験体系は幅 152mm、高さ 136mm、奥行き 152mm のバナジウム合金（V-4Cr-4Ti）実験体系の周りを酸化リチウム（前部 102mm 厚、側面 253mm 厚、後部 253mm 厚）で囲んだもので、この実験体系を DT 中性子源から 200mm の位置に設置した。実験体系の中心軸上で実験体系表面から深さ 25～50mm 毎に放射化箔（Nb, Al, In, Au, W）を設置し、この実験体系に DT 中性子を照射し、照射終了後、これらの箔からの崩壊ガンマ線を高純度 Ge 検出器で測定することにより、$^{93}Nb(n,2n)^{92m}Nb$, $^{27}Al(n,\alpha)^{24}Na$, $^{115}In(n,n')^{115m}In$, $^{197}Au(n,\gamma)^{198}Au$, $^{186}W(n,\gamma)^{187}W$ 反応の反応率を測定した。加えて実験体系の中心軸に核分裂計数管を設置し、深さ 50mm 毎に $^{235}U$ 及び $^{238}U$ の核分裂率を測定した。

## 3. 結果・考察

実験の解析をモンテカルロコード MCNP 及び最新の核データライブラリー（JENDL-4.0, ENDF/B-VII.1, JEFF-3.2）で行い、計算値と実験値との比較を行った。$^{197}Au(n,\gamma)^{198}Au$ 反応の反応率の実験値に対する JENDL-4.0 を用いた計算値の比を図 1 に示す。実験室の壁からの散乱中性子の影響を低減することにより、計算結果と実験結果の一致は良くなり、JENDL-4.0, ENDF/B-VII.1, JEFF-3.2 のバナジウムのデータに問題がないことがわかった。

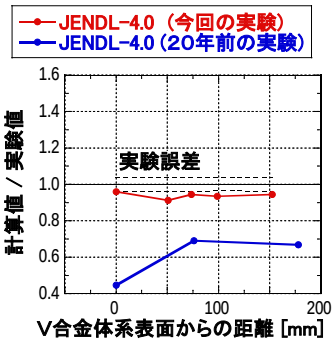



図 1 $^{197}Au(n,\gamma)^{198}Au$ 反応の反応率の実験値に対する計算値の比

### 参考文献

[1] F. Maekawa, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 36, 242-249 (1999).

[2] F. Maekawa, et al., Fusion Technol., 34, 1018-1022 (1998).

*Satoshi Sato[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1] and Chikara Konno[2]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Wed. Sep 7, 2016 4:55 PM - 5:45 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 7:55 AM - 8:45 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [1N16-18] Charged particle induced reaction

Chair: Satoshi Kunieda (JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

### [1N16] Theoretical model analysis of 102-MeV deuteron-induced reactions using DEURACS

*Hiroki Sadamatsu[1], Shinsuke Nakayama[2], Yukinobu Watanabe[1], Shouhei Araki[1], Osamu Iwamoto[2], Kazuyuki Ogata[3] (1.Kyushu University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Osaka University)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

### [1N17] Production cross sections of $^{169}$Yb in the deuteron induced reaction on $^{169}$Tm

*Moemi Saito[1], Masayuki Aikawa[2], Hiromitsu Haba[3], Yukiko Komori[3], Sandor Takacs[4] (1.Graduate School of Science, Hokkaido Univ., 2.Faculty of Science, Hokkaido Univ., 3.Nishina Center for Accelerator-Based Science, RIKEN, 4.MTA ATOMKI, Hungarian Academy of Sciences)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

### [1N18] Measure of proton,deuteron and triton production double-differential cross-sections on carbon bombarded with 230 MeV/nucleon carbon ions

*tomoki yui[1], tsuyoshi kajimoto[1], kenichi tanaka[1], satoru endo[1], nobuhiro shigyou[2] (1.Graduate School of Engineering,Hiroshima Univ , 2.Graduate School of Engineering,Kyushu Univ)

5:40 PM - 5:45 PM JST | 8:40 AM - 8:45 AM UTC

Time reserved for Chair

# DEURACS を用いた 102 MeV 重陽子入射中性子生成反応の理論モデル解析

Theoretical model analysis of 102-MeV deuteron-induced reactions using DEURACS

[1]九大院・総理工　[2]JAEA　[3]阪大 RCNP
*定松大樹[1]　中山梓介[2]　渡辺幸信[1]　荒木祥平[1]　岩本修[2]　緒方一介[3]

重陽子入射専用計算コードシステム DEURACS を用いて、中性子コンバータや加速器構造材に用いられる Li, Be, C, Al, Cu, Nb に対する 102 MeV 重陽子入射中性子生成反応二重微分断面積の計算を行い、最新の実験値と比較することで、100 MeV 付近の重陽子入射中性子生成反応に対する DEURACS の適用性を調査した。

**キーワード：**重陽子，核データ，理論モデル解析，コード開発，中性子生成二重微分断面積

## １．研究背景

医療用 RI 製造や核融合材料照射試験などに利用が提案されている重陽子加速器中性子源の開発には、中性子コンバータ（Li, Be, C 等）や加速器構造材（Al, Cu, Nb 等）に対する重陽子核データが必要不可欠である。重陽子核データ評価に向け、九大・阪大・JAEA からなる当共同研究グループでは核反応モデルに基づいた重陽子入射反応用の計算コードシステム(DEUteron-induced Reaction Analysis Code System (DEURACS)[1])の開発を行っている。本研究では、Li, Be, C, Al, Cu, Nb に対する 102 MeV(d,xn)反応二重微分断面積(DDX)の実験値[2]と DEURACS の計算値を比較し、100 MeV 付近の(d,xn)反応に対する DEURACS の適用性を調査した。

## ２．計算手法

DEURACS では、重陽子弾性分解反応に連続状態離散化チャネル結合法(CDCC)に基づく計算コードを使用し、非弾性分解反応および離散準位への移行反応にはそれぞれ Glauber モデルおよび歪曲波ボルン近似に基づくコードを使用している。さらに、統計崩壊過程の計算には CCONE コードを用いている。なお、重陽子入射反応では重陽子完全吸収または非弾性分解反応に伴う陽子もしくは中性子吸収によって三種類の複合核が形成されうるため、統計崩壊過程の計算の際にはこのことも考慮に入れた。

## ３．結果および考察

一例として、$^{27}$Al に対する放出角 0°方向の 102 MeV(d,xn)反応 DDX の実験値および DEURACS 計算結果の比較を図 1 に示す。計算結果は、広い放出エネルギー範囲にわたり実験値を良く再現している。計算結果の成分ごとに見てみると、50 MeV 近傍のピークは弾性分解反応よりも非弾性分解反応による中性子放出が支配的であることが分かった。

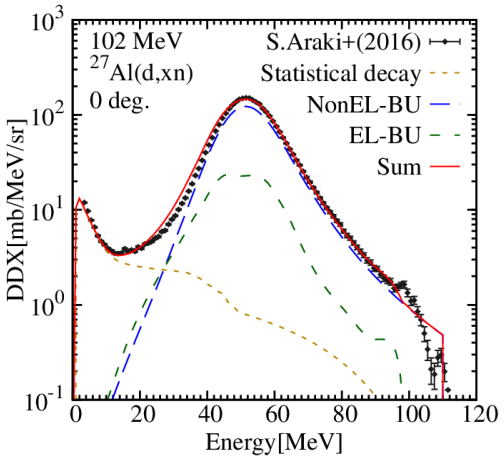



図 1.Al に対する 0 度方向の
102 MeV (d,xn)反応 DDX
ここで、EL-BU: 弾性分解反応成分,
NonEL-BU: 非弾性分解反応成分

## ４．結論

DEURACS を 102 MeV(d,xn)反応に適用した。その結果、前方角の DDX 実験値を精度良く再現できた。したがって、DEURACS は 100 MeV 近傍での(d,xn)反応に適用可能であることが分かった。

**参考文献**

[1] S. Nakayama and Y. Watanabe, J. Nucl. Sci. Technol.53, 89 (2016).

[2] S. Araki et al., to be published in Proceedings of 2015 Symp. on Nuclear Data (2016).

*Hiroki Sadamatsu[1], Shinsuke Nakayama[2], Yukinobu Watanabe[1], Shouhei Araki[1], Osamu Iwamoto[2] and Kazuyuki Ogata[3]

[1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Osaka Univ.

# $^{169}$Tm への重陽子入射における $^{169}$Yb の生成断面積について

Production cross sections of $^{169}$Yb in the deuteron induced reaction on $^{169}$Tm

*齋藤 萌美[1]，合川 正幸[2]，羽場 宏光[3]，小森 有希子[3]，Sandor Takacs[4]

[1]北海道大学大学院理学院，[2]北海道大学大学院理学研究院，

[3]理化学研究所仁科加速器研究センター，[4]ハンガリー原子核研究所

$^{169}$Yb は、医療分野において小線源治療に用いられている。我々は今回、$^{169}$Tm への 24 MeV 重陽子照射によって生成する $^{169}$Yb の断面積データを測定し、先行研究ならびに理論計算コードとの比較を行った。

**キーワード**：生成断面積，医療用核種，イッテルビウム１６９

## 1. 緒言

放射性同位体（RI）は、工学や医療など様々な分野で用いられている。医療では、治療・診断に使われるが、用途は RI の半減期、放出粒子の種類とエネルギー、化学的性質などから決まる。応用上、高品質の RI を効率良く製造するためには、様々な核反応過程による RI の断面積データが重要となる。

$^{169}$Yb（半減期：32.02 日, EC=100%）は崩壊時に生じる Auger 電子が小線源治療に用いられる他、崩壊してできる $^{169}$Tm からの X 線が診断分野でも利用できることが期待されている[1]。今回、我々は、放射化法を用いて、$^{169}$Tm への 24 MeV 重陽子照射による $^{169}$Yb の断面積データの測定を行った。得られた結果は、先行研究[2]や理論計算結果[3]と比較した。

## 2. 実験

理研 AVF サイクロトロンを用いて加速した 24 MeV 重陽子を $^{169}$Tm 金属箔（厚さ: 30.7 μm）に照射した。ビームの強度とエネルギーを確認するため、$^{nat}$Ti 金属箔（厚さ: 10.9 μm）を $^{169}$Tm 箔に積み重ねて照射した。また、ビームエネルギーを減衰させるため $^{27}$Al 金属箔（厚さ: 49.8 μm）を用いた。照射後、$^{169}$Tm と $^{nat}$Ti 箔について、Ge 検出器を用いた γ 線スペクトロメトリーを行い、$^{169}$Tm($d$,2$n$)$^{169}$Yb 反応の断面積を求めた。

## 3. 結果・考察

本研究で得られた $^{169}$Tm($d$,2$n$)$^{169}$Yb 反応の励起関数を先行研究[2]と理論計算[3]の結果と比較して図 1 に示す。得られた励起関数は、先行研究[2]と理論計算値[3]に良く一致した。

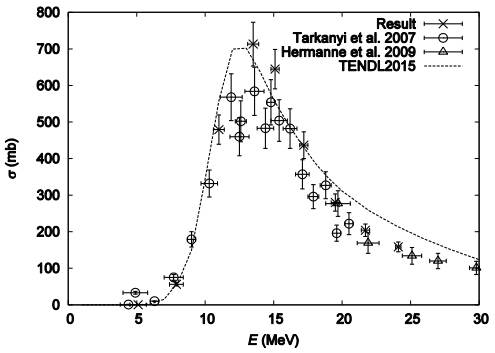



図 1．$^{169}$Tm($d$,2$n$)$^{169}$Yb 反応の励起関数.

## 参考文献

[1] F.H. DeLand et al., J. Nucl. Med. 12 (1971) 683.

[2] F. Tárkányi et al., Appl. Radiat. Isotopes **65** (2007) 663; A. Hermanne et al., Nucl. Instr. and Meth. B **267** (2009) 727.

[3] A.J. Koning et al., TENDL-2015: TALYS-based evaluated nuclear data library.

---

*Moemi Saito[1], Masayuki Aikawa[2], Hiromitsu Haba[3], Yukiko Komori[3], Sandor Takacs[4]

[1]Graduate School of Science, Hokkaido Univ., [2]Faculty of Science, Hokkaido Univ., [3]Nishina Center for Accelerator-Based Science, RIKEN, [4]MTA ATOMKI, Hungarian Academy of Sciences

# 230 MeV/u 炭素入射炭素標的陽子・重陽子・三重陽子生成二重微分断面積の測定

Measure of proton,deuteron and triton production double-differential cross-sections on carbon bombarded with 230 MeV/nucleon carbon ions

*由井 友樹[1], 梶本 剛[1], 田中 憲一[1], 遠藤 暁[1], 執行 信寛[2]

[1]広島大学, [2]九州大学

放射線医学総合研究所の HIMAC で、230 MeV/u の炭素を炭素標的へ入射させ、生成される陽子・重陽子・三重陽子の二重微分断面積を測定し、PHITS の計算値と比較した。

**キーワード：**二重微分断面積、陽子、重陽子、三重陽子、炭素

## 1. 緒言

重粒子線治療はがん病巣に重粒子線を照射する治療方法であり、γ 線や X 線治療と比較して線量の集中性が高いため細胞の致死効果が高い。しかし、治療照射時に発生する 2 次粒子により、周囲の正常細胞にも線量が付与されるため、より高精度な照射を目指すためには、2 次粒子の線量を評価することが必要である。2 次粒子の線量評価には 3 次元粒子輸送モンテカルロシミュレーションが有効であるが、軽フラグメント (陽子・重陽子・三重陽子・$^{3}$He・$^{4}$He) 生成二重微分断面積 (DDX) は報告例が無く、実験データが求められる。本研究では、重粒子入射重粒子標的陽子・重陽子・三重陽子生成 DDX の測定を行い、PHITS の計算値と比較した。

## 2. 実験・解析

実験は放射線医学総合研究所 HIMAC にて行った。厚さ 8.2 mm の炭素標的へ 230 MeV/u の炭素を照射し、生成される軽フラグメントを測定した。測定体系を図 1 に示す。標的上流側に入射粒子を計数するために 0.5 mm 厚のプラスチックシンチレータ (PS) 検出器を設置し、標的中心からビーム軸に対して 15 度の位置に標的に近い方から active collimator (AC)、veto1 検出器、プラスチックシンチレータ（EJ299）検出器、BGO 検出器、veto2 検出器の順に配置した。また、バックグラウンドを測定するため、標的を置かずに測定した。

実験データから、荷電粒子事象、フルストップ事象、AC の穴を通った事象を抽出し、粒子の飛行時間と付与エネルギーの相関図から粒子識別を行った。軽フラグメントのエネルギーは相対論を考慮した飛行時間法を用いて求めた。陽子、重陽子及び三重陽子の測定エネルギースペクトルより、検出効率等を補正し、DDX を決定した。

## 3. 結果

解析を通して得られた DDX と PHITS の計算で得られた DDX を比較した結果、陽子では実験値に対して 0.9〜1.4 倍、重陽子では 2.2〜3.8 倍と異なることが分かった。

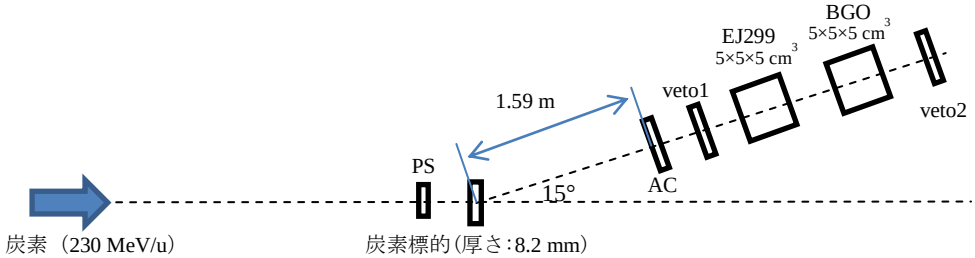



**図 1　測定体系**

*Tomoki Yui[1], Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Nobuhiro Shigyo[2]

[1]Hiroshima Univ., [2]Kyushu Univ.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-3 Neutron Source, Neutron Technology

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [1O01-03] Applications of Compact Neutron Source

Chair: Keisuke Maehata (Kyushu Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [1O01] Development of neutron small angle scattering instrument for compact neutron source of Kyoto University

*Seiji Tasaki[1], Hiroki Matsumoto[1], Yutaka Abe[1] (1.Department of Nuclear Engineering Kyoto University)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [1O02] Beam transport optics for compact neutron sources

*Masahiro Hino[1], Tstsuro Oda[1], Yuji Kawabata[1], Takuya Hosobata[2], Yutaka Yamagata[2], Norifumi L Yamada[3], Shin Takeda[4], Michihiro Furusaka[4], Shinya Morita[5] (1.KURRI, 2.RIKEN, 3.KEK, 4.Hokkaido Univ., 5.TDU)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [1O03] Modified Design of Mobile 3.95 MeV X-band Linac Neutron Source

*Jean-Michel Antoine Bereder[1], Yuki Mitsuya[1], Mitsuru Uesaka[1], Yoshichika Seki[2] (1.NEM, The University of Tokyo, 2.JAEA J-PARC Center)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

# 京都大学小型加速器中性子源における中性子小角散乱装置の開発

Development of SANS Spectrometer at Kyoto University Accelerator driven Neutron Source

*田崎 誠司[1]，松本 弘樹[1]，安部 豊[1]

[1]京都大学

京都大学理学部に設置されている加速器中性子源（KUANS）に中性子小角散乱分光器の設置を目的として開発を行い、予備的な実験を行った。本講演では開発の現状、今後の展望について述べる。

**キーワード：中性子ビーム，中性子小角散乱，小型中性子源**

## 1. 緒言

中性子は軽元素に対する散乱断面積が大きい等の特徴があるため、中性子による散乱実験は非破壊で物質の構造を観察するための重要な手法である。しかしながら大型の中性子施設は国内に数か所しかなく、利用のためのハードルが高い。これに対応するため、現在わが国では小型の加速器を用いたコンパクトな小型中性子源が開発されている。このような中性子源は中性子束は低いものの、容易に利用できるという利点を持つ。我々のグループでは、現在、京都大学理学部に設置されている加速器中性子源（KUANS）に中性子小角散乱分光器の設置を目指して開発を行っている。

中性子小角散乱実験は、ナノメートル以上の大きな構造を測定する有力な手法で、特に水素や炭素などの軽元素に対する散乱断面積が大きく、水素を重水素に置き換えた場合の同位体効果が大きいため、高分子や生体分子の構造を調べるための有力な方法となっている。

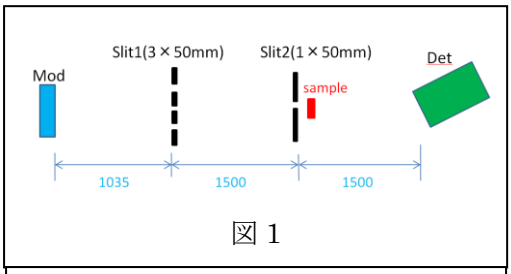



図 1

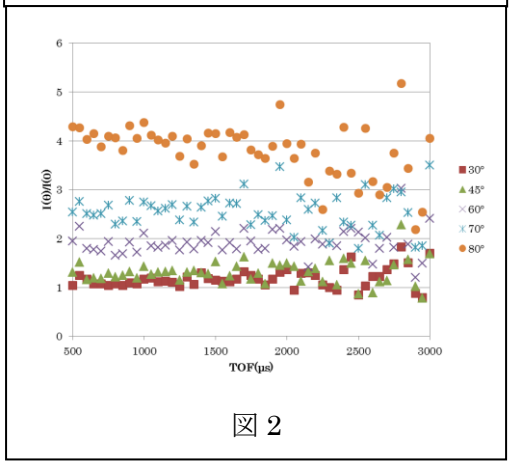



図 2

## 2. 実験と結果

図 1 に示すように、KUANS に小角散乱の配置を構築した。

通常の小角散乱では点状のコリメーションを用いるが、ここではビーム強度が小さいため線状のコリメーションを用いた。減速材表面から 1035mm の位置に幅 2mm 長さ 50mm の第 1 スリット、その下流 1500mm の位置に幅 1mm 長さ 50mm 第 2 スリット、さらに 1500mm 下流に位置感度型検出器を配置した。試料は第 2 スリット直後に設置する。第 1 スリットは 20mm の間隔で開口部を 3 か所とし、マルチスリットにしており、検出器上では 3 本のダイレクトビームが観察される。

検出器には 0.5mm 厚さの ZnF シンチレータと位置感度型光電子増倍管を組み合わせたものを用いており、検出効率を上げるため傾斜させて設置している。図 2 に検出器角度を変えた場合の計数率の比を飛行時間（中性子波長に比例）に対しプロットしたものを示す。この結果に基づき傾斜角度は 60 度とした。

講演では、いくつかのテスト試料の結果および入射中性子強度を増加させる方法について検討した結果を述べる予定である。

*Seiji Tasaki[1], Hiroki Matsumoto[1] and Yutaka Abe[1]

[1]Kyoto University.

# コンパクト中性子源のためのビーム輸送光学

Beam transport optics for compact neutron sources

*日野正裕[1], 小田達郎[1], 吉永尚生[1], 川端祐司[1], 細畠拓也[2], 郭江[2], 山形豊[2],
山田悟史[3], 遠藤仁[3], 武田晋[4], 古坂道弘[4], 森田晋也[5]
[1]京大, [2]理研, [3]高エネ機構, [4]北大, [5]東京電機大

コンパクト中性子源に必要なビーム輸送光学を概観すると共に、従来の中性子輸送を変える可能性のある金属基板の集光スーパーミラーの開発状況を紹介する。

**キーワード：**コンパクト中性子源、集光ミラー、スーパーミラー、中性子光学、金属基板

近年、J-PARC や SNS 等の大規模中性子源の稼働に伴い、産業利用も念頭に加速器を用いたコンパクトな小型中性子源開発が盛んになっている。中性子利用は多岐にわたるが、熱・冷中性子ビームを用いた中性子散乱やイメージングのニーズが大きい。しかし当然のことながらコンパクト中性子源の中性子発生率は概して大規模中性子源の 1/1000 以下と極端に少なく、それに伴い得られる熱・冷中性子ビーム強度も少ない。しかし J-PARC のような大規模加速器中性子源と異なり、コンパクト中性子源は単目的利用が可能であり、利用に適した中性子源設計とビーム輸送が可能となる。特に大強度中性子源ではアクセスすることすら大変困難な、中性子源近傍の中性子輸送光学の開発研究が可能となる。また J-PARC のようなパルス中性子源では、バックグラウンドを下げて TOF を利用することにより、実効的に高い S/N で測定が可能となる。パルス中性子源では TOF を用いて広い波長幅を扱うため、中性子スーパーミラーは必須な光学デバイスとなっている。このため必要な中性子だけを高強度で輸送するために、中性子源と高い反射性能を持つ曲面スーパーミラー等の中性子輸送系の直結、果ては融合が期待される。しかしコンパクト中性子源とはいえ、ビーム利用可能な中性子強度を得るための中性子源近傍では、強力な放射線下にさらされる。

熱・冷中性子輸送手法の代表である中性子スーパーミラー導管では、平滑な平面のガラスやシリコンが基板として利用される。これらの素材を平滑に曲率の大きな回転体等に加工することは大変困難であり、耐放射線や脆性的にも問題がある。ここで金属を基板とすることで、耐放射線にも優れ、分割して組み合わせ、構造材、例えばミラー自体を真空チャンバーや遮蔽としても利用可能となる。また機械加工用の NC 加工機での製作が可能となり、劇的な製作期間短縮とコスト削減も期待できる。しかし高性能なスーパーミラーの実現には、層間の拡散だけでなく、基板の表面粗さも 0.3nm 程度以下に抑える必要があり、一般に金属の結晶粒界により、サブナノメートルの表面粗さの実現が困難であった。我々は燐リッチで無欠陥な無電解ニッケルメッキを用いることで表面粗さ 0.3nm 以下を実現し、J-PARC BL16(SOFIA)反射率計でも実用可能な 1 次元楕円スーパーミラーの開発に成功した[1]。

さらに今回、世界で初めて金属基板の回転楕円体中性子スーパーミラーの開発に成功し、京大-KEK 連携で開発中の J-PARC B06(VIN ROSE)のビームラインを用いて、ベヘン酸銀の中性子小角散乱の明瞭なピークの観測に成功した。当日は金属基板の集光スーパーミラー開発の現状を中心に、新たなビーム輸送光学デバイスの可能性について述べたい。

**参考文献**

[1] S.Takeda, *et al.*, Optics Express, 24(2016) 12478.

---

*Masahiro Hino[1], Tatsuro Oda[1], Hisao Yoshinaga[1], Yuji Kawabata[1], Takuya Hosobata[2], Jiang Guo[2], Yutaka Yamagata[2], Norifumi L. Yamada[3], Hitoshi Endo[3], Shin Takeda[4], Michihiro Furusaka[4], Shin-ya Morita[5]
[1]Kyoto Univ., [2]RIKEN, [3]KEK, [4]Hokkaido Univ., [5]Tokyo Denki Univ.

# Modified Design of Mobile 3.95 MeV X-band Linac Neutron Source for On-site Social Infrastrure Moisture Detection

*Jean-Michel Bereder[1] Yuki Mitsuya[1] Mitsuru Uesaka[1] Yoshichika Seki[2]
[1]The University of Tokyo [2] JAEA

Abstract

The mobile linac driven neutron source for moisture inspection of concrete structure was developed and has been improved, the estimated detection time is about 1 minute and its weight is reduced greatly so that it can be managed by human strength.

Keywords : Neutron Source, Mobile Electron Linear Accelerator, Social Infrastructure Inspection, Moisture Detection

## 1 Introduction

The existing non-destructive inspection method using high energy X-ray for social infrastructures is aimed to detect the inner flaw in concrete structure and iron rods.
In addition to the conventional method, development of an innovative inspection system using mobile neutron source to perform neutron backscatter moisture detection to measure moisture distribution in concrete structure is progressing, in order to estimate the corrosion probability distribution of iron rods.

## 2 Outline of the neutron source

Beryllium, having the lowest threshold energy for ($\gamma$, n) reaction, is combined with a lead beam collimator, a boric acid resin layer for neutron shielding and a lead layer for $\gamma$-ray shielding (Fig.1).
The Be target and 3.95 MV mobile X-ray source compose a mobile neutron source system. The optimization of Be thickness, the neutron/$\gamma$-ray shielding simulation, and neutron flux computation was done by using Monte-Carlo method.

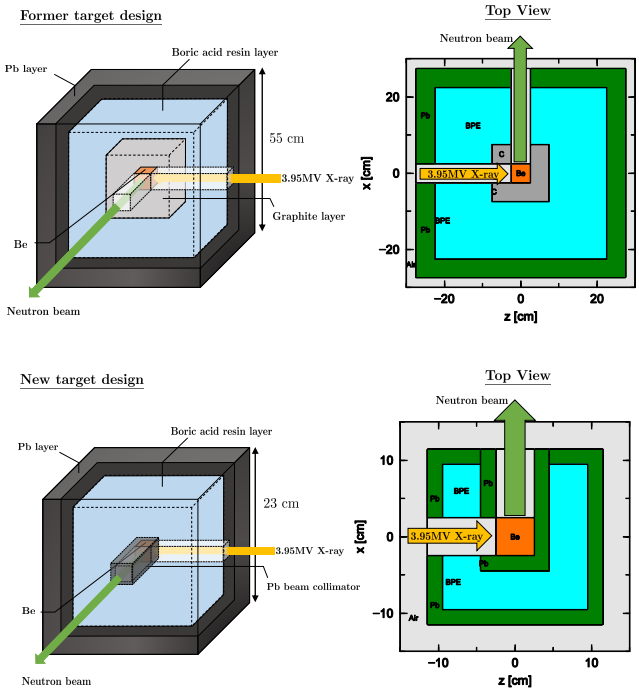



Fig. 1 Former and new design of the neutron source

## 3 Simulation result and discussion

The calculated neutron flux in the newly designed neutron source is $7.13 \times 10^6$ n/s, increased by a factor of 10 compared to our former design neutron source (Table 1). The old design neutron source succeeded in detecting the moisture of concrete structure (Fig.2), however, the detection time and its weight was a problem.
In our new design, the estimated detection time is approximately 1 miute, and the target weight is reduced to 70 kg. The radiation safety is sufficient even after the target shield reduction.

Table 1 Comparison of former and new design of the neutron source

| | | Former | New |
|---|---|---|---|
| Total yield | (n/s) | $2.79 \times 10^5$ | $7.13 \times 10^6$ |
| Flux | (n/cm$^2$/s) | $1.86 \times 10^3$ | $4.76 \times 10^4$ |
| Weight | (kg) | 1500 | 70 |
| Detection time | (min) | 30 | 1 |

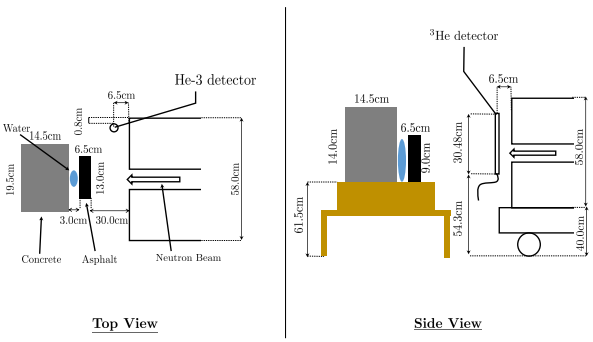



Fig. 2 Setup of the moisture detection experiment

## 4 Summary & Future work

The new target design has larger neutron flux and lighter weight, which makes it much more manageable than the former target design.
As the future work, the moisture detection experiment using the new neutron source will be performed and the radiation safety will be evaluated for actual use.

## References

[1] M. Uesaka et al. : J. Phys. B: At. Mol. Opt. Phys. 47(2014) 234008 (9pp)

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

Wed. Sep 7, 2016 3:35 PM - 5:10 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 6:35 AM - 8:10 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [1O04-09] High energy radiation sheilding

Chair: Fumiyoshi Nobuhara (TNS)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

### [1O04] Response Measurement of Neutron Dose Equivalent Monitors from 96- to 387-MeV Quasi-Monoenergetic Neutron Fields

*Yoshihiro Nakane[1], Yosuke Iwamoto[1], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Iwase[2], Tomoya Nunomiya[3], Tatsuhiko Sato[1], Tetsuro Matsumoto[4], Akihiko Masuda[4], Hiroshi Yashima[5], Takashi Nakamura[6] (1.JAEA, 2.KEK, 3.Fuji Electric Co., Ltd., 4.AIST, 5.Kyoto Univ., 6.Tohoku Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

### [1O05] Thick target neutron yields of 100- and 230-MeV/nucleon helium ions

*Pi-En Tsai[1,2], Lawrence Heilbronn[2], Bo-Lun Lai[3], Yoshiyuki Iwata[4], Takeshi Murakami[4], Tatsuhiko Ogawa[1], Rong-Jiun Sheu[3] (1.JAEA, 2.UTK, 3.NTHU, 4.NIRS)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [1O06] Comprehensive Benchmark calculations of the latest version of the PHITS code

*Yosuke Iwamoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shinichiro Abe[1], Takeshi Kai[1], Norihiro Matsuda[1], Ryuji Hosoyamada[2], Koji Niita[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Research Organization for Information Science and Technology)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [1O07] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(1)Overview of the Experiment and Activation Measurement

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Tsuyoshi Kajimoto[3], Eunji Lee[4], Nobuhiro Shigyo[4], Hiroshi Yashima[5], Masayuki Hagiwara[2], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6] (1.Shimizu Corporation, 2.KEK, 3.Hiroshima Univ., 4.Kyushu Univ., 5.Research Reactor Institute, Kyoto Univ., 6.CERN)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [1O08] Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

(2)Measurement of neutron energy spectra by organic liquid scintillator

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Eunji Lee[4], Nobuhiro Shigyo[4], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6] (1.Hiroshima University, 2.High Energy Accelerator Research Organization, 3.Shimizu Corporation, 4.Kyushu University, 5.Research Reactor Institute, Kyoto University, 6.CERN)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

### [1O09] Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

(3)Neutron Energy Spectrum by Unfolding Method with Activation Detectors

*EUNJI LEE[1], Nobuhiro Shigyo[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Tsuyoshi Kajimoto[4], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6] (1.Kyushu University, 2.High Energy Accelerator Research Organization, 3.Shimizu Corporation, 4.Hiroshima University, 5.Research Reactor Institute, Kyoto University, 6.CERN)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

# 96-387MeV 準単色中性子による各種中性子モニタのエネルギー応答測定

Response Measurement of Neutron Dose Equivalent Monitors from 96- to 387-MeV Quasi-Monoenergetic Neutron Fields

*中根 佳弘[1]，岩元 洋介[1]，萩原 雅之[2]，岩瀬 広[2]，布宮 智也[3]，佐藤 達彦[1]，松本 哲郎[4]，増田 明彦[4]，八島 浩[5]，中村 尚司[6]，嶋 達志[7]，民井 淳[7]，畑中 吉治[7]
[1]原子力機構，[2]KEK，[3]富士電機，[4]産総研，[5]京大，[6]東北大，[7]阪大

高エネルギー中性子場における中性子モニタのエネルギー応答を検証するため，96-387MeV 準単色中性子場を用いて，高エネルギー対応型を含む 7 種類の中性子モニタの応答を測定するとともに，線源スペクトルと線量換算係数から求めた照射場の中性子線量との比較を行った．

**キーワード：** 中性子，100-400MeV，レムモニタ，エネルギー応答

## 1. 緒言

加速器施設や宇宙空間など高エネルギー粒子場における放射線防護において，広範なエネルギー領域の中性子による線量評価が重要であるが，特に 20～数 100MeV 領域の中性子による線量の寄与が大きく，このエネルギー領域の中性子による線量を精度良く測定することが安全管理上重要である．本研究では，大阪大学核物理研究センターRCNP の 96-387MeV 準単色中性子場を用い，高エネルギー対応型を含む 7 種類の中性子モニタの応答を測定し，場の線量との比較を行った．

## 2. 実験

実験体系を図 1 に示す. 加速器により 100～389MeV まで加速された陽子を $^{7}$Li ターゲットに入射し，$^{7}$Li(p,n)反応により発生する 96～387MeV の準単色中性子を，10cm×12cm のコリメータを通して実験室に導き，ターゲットから 30～41m の距離に設置した中性子モニタに入射した. 中性子モニタとして，高エネルギー対応型レムモニタ 3 種（J-PARC 用鉛レムモニタ，HPI6060，WENDI），従来型レムモニタ 2 種(Alnor 2202D, 富士電機 NSN1)，レムモニタ以外の中性子モニタ 2 種(富士電機 NSN3, DARWIN)の計 7 種類のモニタを用いて応答（中性子線量）を測定し，線源スペクトルと線量換算係数から求めた照射場における中性子線量と比較した．

## 3. 結果・考察

従来型レムモニタは, 何れも場の線量の 1/5 程度の値となり, 大幅に過小評価することが示された．一方，高エネルギー対応型の，レムモニタや中性子モニタは，場の線量を精度良く，又は安全側の値を与える結果を示し，数 100MeV 領域の中性子線量を適切に測定できることが判った（図 2）．

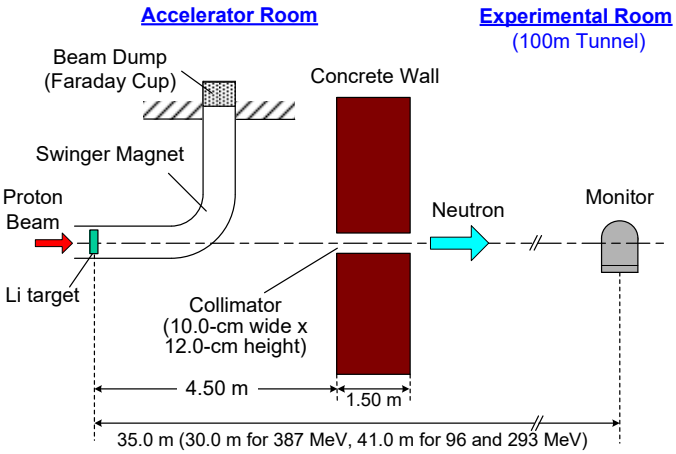



図 1　実験体系

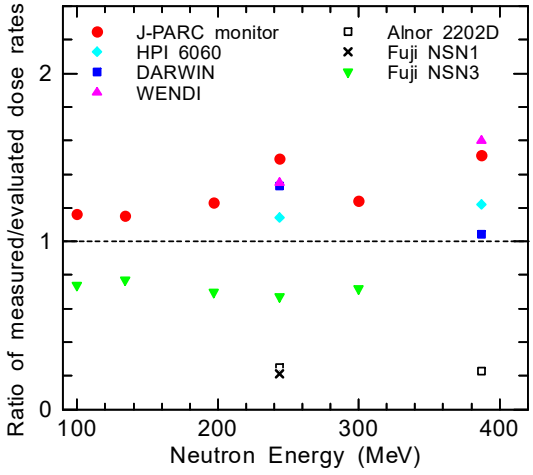



図 2　測定値と照射場の線量との比

*Yoshihiro Nakane[1], Yosuke Iwamoto[1], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Iwase[2], Tomoya Nunomiya[3], Tatsuhiko Sato[1], Tetsuro Matsumoto[4], Akihiko Masuda[4], Hiroshi Yashima[5], Takashi Nakamura[6], Tatsushi Shima[7], Atsushi Tamii[7], Kichiji Hatanaka[7]
[1]JAEA, [2]KEK, [3]Fuji Electric Co.,Ltd., [4]AIST, [5]Kyoto Univ., [6]Tohoku Univ., [7]Osaka Univ.

# Thick target neutron yields of 100- and 230-MeV/nucleon helium ions

*P.-E. Tsai[1,2], L. Heilbronn[2], B.-L. Lai[3], Y. Iwata[4], T. Murakami[4], T. Ogawa[1], R.-J. Sheu[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Tennessee, USA, [3]Natl. Tsing Hua Univ., Taiwan,

[4]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

The thick target neutron yields from 100- and 230-MeV/nucleon helium ions bombarding water, PMMA, and iron targets were measured by using the time-of-flight technique at 0° – 121°. The experimental data were compared with INCL-4.6, RQMD, and ISABEL model calculations respectively by the PHITS, FLUKA, and MCNP6 codes.

**Keywords:** thick target neutron yield, helium ions, PHITS, FLUKA, MCNP

## 1. Introduction

Neutrons produced by helium ions are essential for assessing secondary neutron doses in helium ion radiotherapy, a treatment modality currently under consideration for pediatric patients in the heavy ion therapy community [1]. Also, for space radiation shielding, cosmic ray helium interactions in both thin and thick shields can produce up to 30% of the total neutron fluence [2]. However, little information is available on neutron production by medium energy helium ions. Thus this study aims to provide the experimental data of helium ions at 100 and 230 MeV/nucleon.

## 2. Experimental setup and Monte Carlo simulations

The measurement was conducted at the Heavy Ion Medical Accelerator in Chiba (HIMAC). The targets materials included water, PMMA, and iron, with thicknesses 9%-18% thicker than the helium ranges. The time of flight method with NE213 liquid scintillators was used to measure the thick target neutron yields at six angles from 0° to 121°.

The experimental data were compared with three Monte Carlo simulation codes – PHITS v. 2.82, FLUKA v. 2011.2c, and MCNP6 v. 1.0 with their default models for helium-induced reactions, which are INCL-4.6, RQMD, and ISABEL, respectively for PHITS, FLUKA, and MCNP6.

## 3. Results and conclusions

The model calculations of the neutron yields generally agree with the measurements, especially in the intermediate and low energy regions at angles at and above 30°. However, some disagreements exist not only between the data and the simulations but also between models. The models need improvements particularly for 1) energies beyond the specific beam energy for PHITS and FLUKA, 2) the high-energy peak at 0° for each model, and 3) low energy neutron yields of light targets for each code. More detailed discussions will be provided in the presentation.

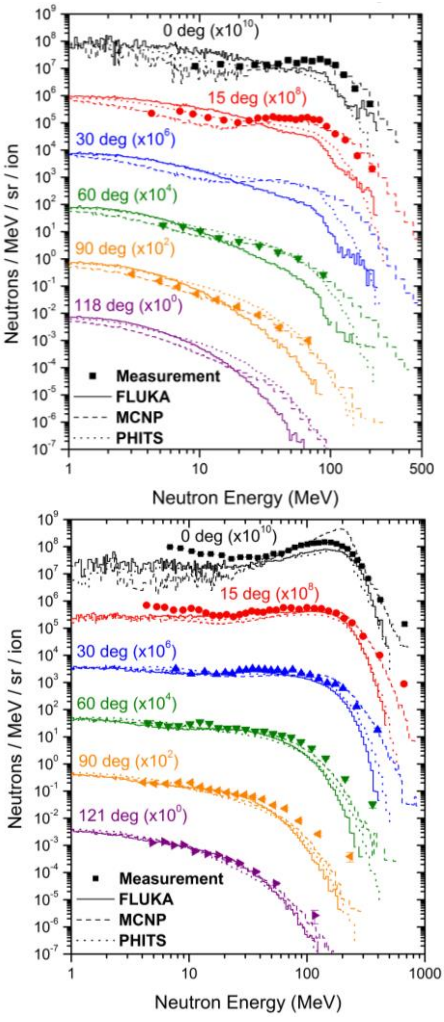



**Fig. 1** The double-differential thick-target neutron yields from (a) 100-MeV/nucleon helium stopping in the iron target, and (b) 230-MeV/nucleon helium stopping in the PMMA target.

### References

[1] Summary Report of the Workshop on Ion Beam Therapy, US Department of Energy and National Cancer Institute (2013).

[2] L. Heilbronn, et. al, Life Science in Space Research **7** (2015) 90-99.

# 最新版 PHITS の包括的なベンチマーク計算

Comprehensive benchmark calculations of the latest version of the PHITS code

*岩元 洋介[1]，佐藤 達彦[1]，橋本 慎太郎[1]，小川 達彦[1]，古田 琢哉[1]，
安部 晋一郎[1]，甲斐 健師[1]，松田 規宏[1]，細山田 龍二[2]，仁井田 浩二[2]
[1]原子力機構，[2]RIST

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS を加速器遮蔽設計、医学物理計算などへ適用した場合の計算精度の検証、今後の改善のための指標を得ることを目的として、PHITS の包括的なベンチマーク計算を実施した。

**キーワード：PHITS，ベンチマーク計算，核反応，遮蔽，電磁カスケード**

**1. 緒言**　PHITS[1]は、多様な放射線の挙動を解析可能な汎用モンテカルロ計算コードであり、加速器遮蔽設計、医学物理計算などの幅広い分野で利用されている。本研究では、最新の PHITS ver.2.82 の精度検証を目的として、①核反応による粒子生成断面積(47 ケース)、②加速器遮蔽設計等のための中性子輸送(6 ケース)及び③X 線治療等のための電磁カスケード(12 ケース)に対し、包括的なベンチマーク計算を実施した。

**2. 計算条件**　本研究では、PHITS が設定を奨励している物理モデルによる計算の検証を進めた。具体的には、核子に対しては核内カスケードモデル INCL4、重イオンに対しては量子分子動力学モデル JQMD、残留核の蒸発モデルとして GEM を用いた。また、光子・電子の輸送には電磁カスケードコード EGS5 のアルゴリズム、20MeV 以下の中性子輸送には JENDL4.0 ライブラリを使用した。

**3. 計算結果**　陽子、中性子、重イオン等の入射反応について、PHITS は 100MeV 以上のエネルギーで実験値を概ね再現したが、100MeV 未満では実験値と大きな差が生じた。図 1 は、40MeV 及び 256MeV 陽子入射による厚い炭素からの中性子収率を示している。40MeV 陽子入射では、INCL4 の適用範囲外のエネルギー領域のため計算値が実験値を再現しなかったと考えられる。今後、評価済み核データ JENDL4.0/HE を PHITS に組み込むことで、計算精度を改善する予定である。他、100MeV 以上の陽子入射反応からの核分裂成分の収率の実験値を再現しないケースがあった(図 2)。これは、GEM の高エネルギー核分裂過程の取り扱いに問題があると推測される。一方、電磁カスケードの計算結果は実験値を良く再現した(図 3)。

以上のように、加速器遮蔽設計、医学物理応用等に必要な計算精度を検証するとともに、PHITS の現状における問題点を抽出し、今後の効率的な改善の指針を得ることができた。

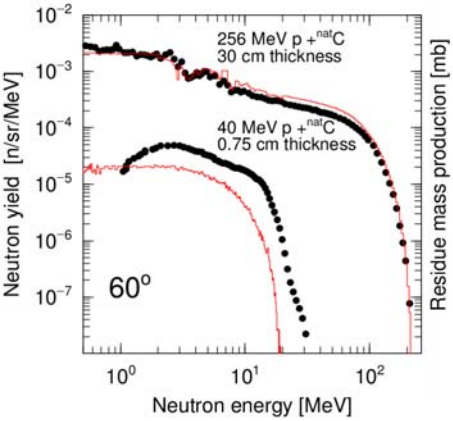



図 1　40MeV 及び 256MeV 陽子入射による厚い炭素からの中性子収率

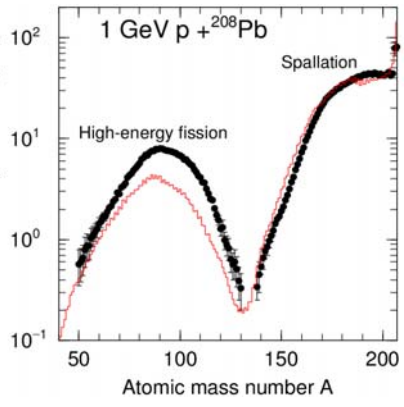



図 2　1GeV 陽子+Pb 核反応による残留核の質量分布

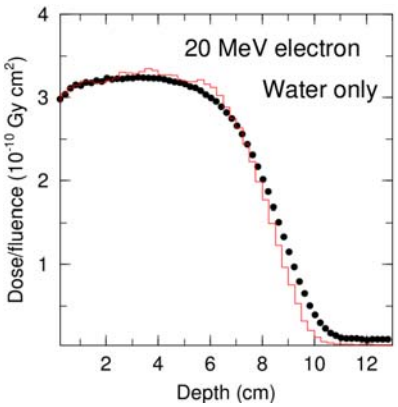



図 3　20MeV 電子入射による水中の線量分布

**参考文献**

[1] T. Sato et al., Particle and heavy ion transport code system PHITS, version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50 (2013) 913-923.

*Yosuke Iwamoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shinichiro Abe[1], Takeshi Kai[1], Norihiro Matsuda[1], Ryuji Hosoyamada[2], Koji Niita[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Research Organization for Information Science and Technology

# CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
# （1）実験概要と放射化検出器による測定

Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(1) Overview of the Experiment and Activation Measurement

*中尾 徳晶[1]，佐波 俊哉[2]，梶本 剛[3]，李 恩智[4]，執行 信寛[4]，萩原 雅之[2]，八島 浩[5]，
山崎 寛仁[2], Froeschl Robert[6], Brugger Markus[6], Roesler Stefan[6], Iliopoulou Elpida[6], Infantino Angelo[6]
[1]清水建設，[2]KEK/総研大，[3]広島大学，[4]九州大学，[5]京都大学原子炉実験所，[6]CERN

欧州原子核研究機構(CERN)の高エネルギー加速器混合粒子場(CHARM)において 24 GeV/c 陽子を用いた遮蔽実験を行った。ここでは、放射化検出器を用いた遮蔽内中性子減衰分布の測定結果を報告する。

**キーワード：** 遮蔽実験、放射化検出器、ビスマス、コンクリート遮蔽、高エネルギー加速器、中性子

## 1. 緒言

CERN/CHARM 施設は、24 GeV/c 陽子と個体標的を用いて高エネルギー混合粒子場を形成し、機器の放射線耐性を評価する施設である。我々はこの施設を用いて理論計算の精度検証に必要で実験データが乏しい高エネルギー陽子による二次粒子の遮蔽や迷路における減衰分布、エネルギー分布の取得を目的とし、放射化法とカウンター法を併用した実験を開始した。本報告では放射化法による測定結果について述べる。

## 2. 実験

図 1 に示すように、ビーム軸から 90 度上方向に 80cm 厚鉄および 360cm 厚コンクリート遮蔽が設置されており、コンクリート遮蔽内部にビスマスおよびアルミニウム放射化検出器を設置した。また、標的位置までの迷路(Maze)にも放射化検出器を設置した。銅標的(φ8.0×50.0 $cm^3$)に 24GeV/c 陽子を照射し、そのビーム強度の経時変動をモニターした。放射化検出器中での $^{209}Bi(n,xn)^{210-x}Bi$ (x=4~9)および $^{27}Al(n,\alpha)^{24}Na$ の反応で生じた放射性核種のγ線をゲルマニウム半導体検出器で測定し、それらの生成率を導出した。

## 3. 結果

図 2 に示すように、遮蔽および迷路内における各反応の核種生成率が得られ、またコンクリート 240cm 厚までの減衰分布が得られた。今後、シミュレーションとの比較や新たな体系での実験を計画している。

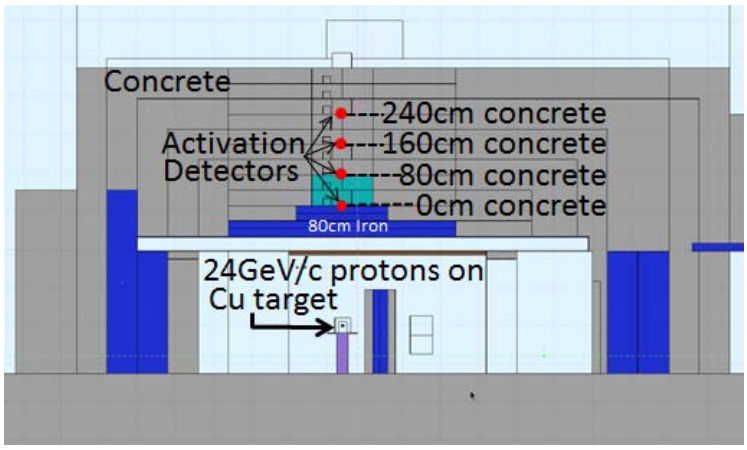



図 1 ：CERN/CHARM 照射施設の断面図（ビーム垂直方向）

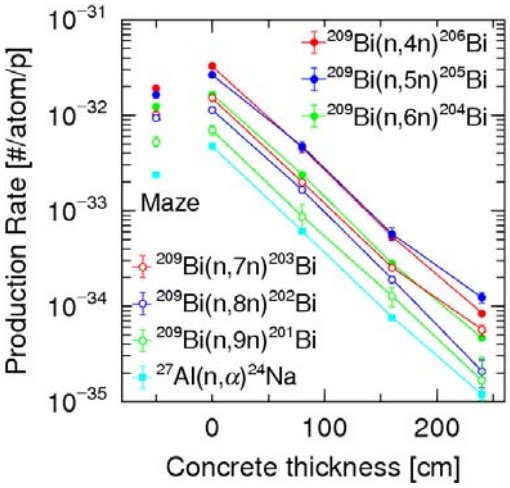



図 2 ：核種生成率減衰分布

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Tsuyoshi Kajimoto[3], Eunji Lee[4], Nobuhiro Shigyo[4], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6], Stefan Roesler[6], Elpida Iliopoulou[6], Angelo Infantino[6]
[1]Shimizu Corporation, [2]KEK/SOKENDAI, [3]Hiroshima Univ., [4]Kyushu Univ., [5]Research Reactor Institute, Kyoto Univ., [6]CERN

# CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
# （2）有機液体シンチレータによる中性子エネルギースペクトルの測定

Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(2) Measurement of Neutron Energy Spectra by Organic Liquid Scintillator

*梶本 剛[1]，佐波 俊哉[2]，中尾 徳晶[3]，李 恩智[4]，執行 信寛[4]，萩原 雅之[2]，八島 浩[5]，
山崎 寛仁[2]，Froeschl Robert[6]，Brugger Markus[6]，Roesler Stefan[6]，Iliopoulou Elpida[6]，Infantino Angelo[6]
[1]広島大学，[2]KEK/総研大，[3]清水建設，[4]九州大学，[5]京都大学原子炉実験所，[6]CERN

24 GeV/c 陽子を銅標的に照射し生成した中性子を，ビーム軸に対して 90 度方向の鉄およびコンクリートを透過した後に，有機液体シンチレータにより測定した。中性子の検出器への入射方向が応答関数に与える影響について検討を行い，アンフォールディング法を用いて中性子エネルギースペクトルを導出した。

**キーワード**：CERN，CHARM，24 GeV/c 陽子，中性子エネルギースペクトル，有機液体シンチレータ

**1. 緒言**　欧州原子核研究機構 (CERN) の高エネルギー加速器混合粒子場 (CHARM) において，中性子エネルギースペクトルの測定を CERN より依頼を受け，実験を開始した。本報告では遮蔽透過後の中性子のエネルギースペクトルを有機液体シンチレータ (NE213)とアンフォールディング法により測定した手法について報告する。

**2. 実験および解析**　24 GeV/c 陽子を φ8.0×50.0 cm$^3$ の銅標的に照射した。中性子検出器である φ12.7×12.7 cm$^3$ の NE213 を，標的中心からビーム軸に対して 90 度方向に設置した。標的と検出器との間には，遮蔽として厚さ 80 cm の鉄，240 cm のコンクリートがある。得られたデータを，荷電粒子事象の除去，波形弁別による中性子事象の抽出，エネルギー校正して光出力分布を得た。RooUnfold コードのベイズ法モード[1]で，SCINFUL-QMD コード[2]によって計算された応答関数と光出力分布から中性子エネルギースペクトルを導出した。中性子の入射位置・方向の異なる 3 種類の応答関数 (入射位置を NE213 平面上面積当たり一様とし，方向を NE213 に対して等方とした場合を 2π, 方向を NE213 平面に対して垂直とした場合を w=1。位置及び方向をモンテカルロコードによる粒子輸送計算結果に従って分布を持たせた場合を Simulated) を用いて結果を得た。

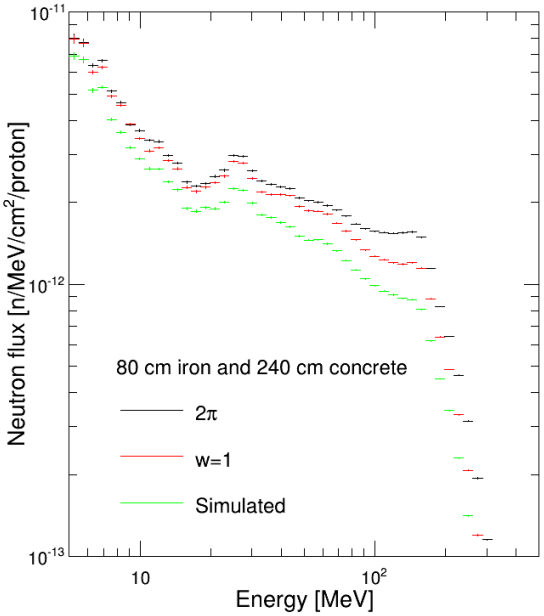



図 1 測定した中性子エネルギースペクトル

**3. 結果**　図 1 に 3 種類の応答関数による結果を示す。エネルギースペクトルの形状に大きな違いはないが，絶対値に 2 倍程度の違いが生じた。

**参考文献**

[1] G. D'Agostini, Nucl. Instrum. Methods A, 362, 487-498 (1996).

[2] D. Satoh, T. Sato, et al., JAEA-Data/Code 2006-023, (2006)

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Eunji Lee[4], Nobuhiro Shigyo[4], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6], Stefan Roesler[6], Elpida Iliopoulou[6], Angelo Infantino[6]

[1]Hiroshima Univ., [2]KEK/SOKENDAI, [3]Shimizu Corporation, [4]Kyushu Univ., [5]Research Reactor Institute, Kyoto Univ., [6]CERN

# CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
# （3）放射化検出器のアンフォールディング法による中性子エネルギースペクトル

Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(3) Neutron Energy Spectrum by Unfolding Method with Activation Detectors

*李 恩智[1]，執行 信寛[1]，佐波 俊哉[2]，中尾 徳晶[3]， 梶本 剛[4]，萩原 雅之[2]，八島 浩[5]，
山崎 寛仁[2]，Froeschl Robert[6]，Brugger Markus[6]，Roesler Stefan[6]，Iliopoulou Elpida[6]，Infantino Angelo[6]
[1]九州大学，[2]KEK/総研大，[3]清水建設，[4]広島大学，[5]京都大学原子炉実験所，[6]CERN

欧州原子核研究機構 (CERN) の高エネルギー加速器混合粒子場 (CHARM) 施設での遮蔽内外における中性子挙動を調べるために、24 GeV/c 陽子が銅標的に照射して生成される中性子の遮蔽体透過後のエネルギースペクトルを放射化検出器データのアンフォールディングにより導出した。

**キーワード：**CERN/CHARM、遮蔽実験、中性子エネルギースペクトル、アンフォールディング法、放射化検出器、有機液体シンチレータ

**1. 緒言**　高エネルギー中性子の遮蔽透過後のエネルギースペクトルを、放射化検出器とアンフォールディング法を用いて導出した。結果を有機液体シンチレータの測定結果、PHITS の計算結果と比較した。

**2. 実験および解析**　CERN/CHARM 施設において、24 GeV/c 陽子ビームを φ8.0×50.0 $cm^3$ の 銅標的に照射し高エネルギー中性子を生成した。ビーム軸から 90 度上方向に位置する 80 cm 厚鉄および 240 cm 厚コンクリートからなる遮蔽体を透過した中性子をビスマスおよびアルミニウム放射化検出器を用いて測定した。$^{27}Al(n,\alpha)^{24}Na$ および $^{209}Bi(n,xn)^{210-x}Bi$ (x=4~9)反応により生成した放射能と反応断面積[1]を用い U_M_GMAXED[2]コードでアンフォールディングしてエネルギースペクトルを導出した。

**3. 結果**　導出したスペクトル (unfolding by activation) を有機液体シンチレータ (unfolding by scintillator)、PHITS の計算値と比較して図 1 に示す。放射化検出器によるデータは、異なる応答関数を用いている有機液体シンチレータによる測定値とよく一致した。また天井側の遮蔽のみを考慮した体系の PHITS 計算は、実験値をよく再現していることがわかった。

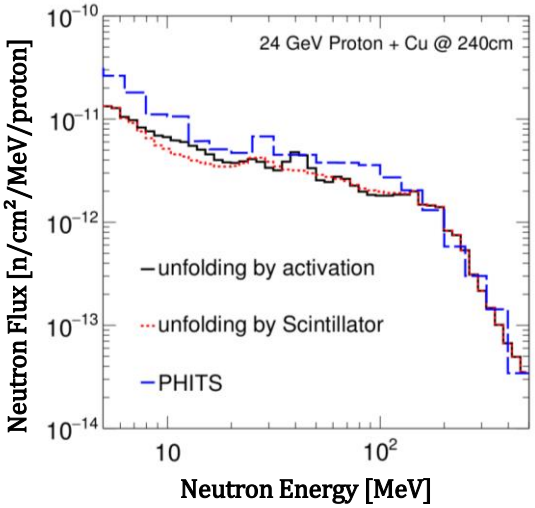



図 1. 放射化検出器、シンチレータ、PHITS による中性子エネルギースペクトル

**参考文献**

[1] N. Nakao et al., "MEASUREMENT OF NEUTRONS GENERATED BY 345 MeV/u U-238 BEAM AT RIKEN RIBF", Proc. IPAC2014, Dresden, Germany, p1811 (2014).

[2] M. Reginatto and P. Goldhagen, “MAXED, A Computer Code For The Deconvolution Of Multisphere Neutron Spectrometer Data Using The Maximum Entropy Method”,Environmental Measurements Laboratory, USDOE Report EML 595 (1998).

*Eunji Lee[1], Nobuhiro Shigyo[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Tsuyoshi Kajimoto[4], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6], Stefan Roesler[6], Elpida Iliopoulou[6], Angelo Infantino[6]
[1]Kyushu Univ., [2]KEK/SOKENDAI, [3]Shimizu Corporation, [4]Hiroshima Univ., [5]Research Reactor Institute, Kyoto Univ., [6]CERN

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

Wed. Sep 7, 2016 5:10 PM - 6:45 PM JST | Wed. Sep 7, 2016 8:10 AM - 9:45 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [1O10-15] Shielding Material, Shielding Material Standard

Chair: Koji Oishi (JER)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

### [1O10] Development of Radiation Shielding Flexible Material for Accelerator Building

(VI)Evaluation about Neutron Produced by 50 and 80 MeV Protons

*Takahiro Mine[1], Kousuke Imatomi[1], Nobuhiro Sigyo[1], Nobuo Ikeda[1], Kenji Ishibashi[1], Ken-ichi Kimura[2], Hiroshi Ikemi[2], Sadaaki Takahashi[3], Hayato Hirasawa[3], Yusuke Koba[4] (1.KYUSHU University, 2.Fujita Co., 3.Tyugoku Toryou Co., 4.National Institute of Radiological Sciences)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

### [1O11] Development of Radiation Shielding Flexible Material for Accelerator Building

(VII)Measurement of Neutron Transmission Rate below 100 MeV

*Kosuke Imatomi[1], Takahiro Mine[1], Nobuhiro Shigyo[1], Nobuo Ikeda[1], Kenji Ishibashi[1], Kimura Kenichi[2], Hiroshi Ikemi[2], Sadaaki Takahashi[3], Hayato Hirasawa[3], Kyo Kume[4] (1.Kyushu University, 2.Fujita, 3.Chugoku Marine Paints,Ltd., 4.The Wakasa Wan Energy Research Center)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

### [1O12] Performance Evaluation of Water Injection Type Multi-Function Shield

*Masanori Tokiyoshi[1], Masahiro Taniguchi[1], Kyohei Nishiyama[1], Toshimine Matsuo[1], Koichi Takeo[1] (1.TAISEI CORPORATION)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

### [1O13] Discussion on the Sandardization of Shielding Material

(4)Investigation on basic concept of shielding standard for concrete

*Ken-ichi Kimura[1], Ippei Maruyama[2], Hiroyuki Wada[3], Osamu Kontani[4], Toshinobu Maenaka[5], Koichi Okuno[6], Koji Oishi[7], Masahiro Taniguti[8] (1.Fujita, 2.Nagoya Uiversity, 3.Chubu Electric Power, 4.Kajima, 5.Takenaka, 6.HAZAMA-Ando, 7.Japan Environment Research, 8.TAISEI)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

### [1O14] Discussion on the standardization of shielding material

(5)standaridization of shielding materian and it's contents

*Koichi Okuno[1], Masahiro Taniguchi[3], Kennichi Kimura[2], Ken-ichi Tanaka[10], Koji Oishi[6], Satosh Ishikawa[9], Yoshihiro Hirao[7], Masahiro Yoshida[8], Osamu Kontani[4], Toshinobu Maenaka[5] (1.Hazama-Ando Corporation, 2.Fujita Corporation, 3.TAISEI Corp., 4.KAJIMA Corporation, 5.TAKENAKA Corporation, 6.Japan Environment Research Co. LTD., 7.National Maritime Research Institute, 8.Nuclear Safety Technology Center, 9.ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 10.The Institute of Applied Energy)

6:25 PM - 6:40 PM JST | 9:25 AM - 9:40 AM UTC

### [1O15] Discussion on the standardization of shielding material

(6)Sensitivity Analysis for shielding cocrete standard (Progress Report)

*Mikihiro Nakata[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Takayuki Hirouchi[3], Tomohiro Ogata[4], Hiroki Sakamoto[5], Hidenori Kawano[6], Toshio Amano[7], Yukio Sakamoto[6], Kazuaki Kosako[8], Naofumi Kawano[2] (1.MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, 2.hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd,, 3.TOSHIBA corp., 4.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 5.Transnuclear Tokyo, 6.ATOX Co., Ltd., 7.ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 8.Shimizu Corporation)

6:40 PM - 6:45 PM JST | 9:40 AM - 9:45 AM UTC

Time reserved for Chair

# 加速器施設建屋用放射線遮蔽可とう性材料の開発
## （VI）50MeV 及び 80MeV の陽子入射による生成中性子に対する評価

Development of Radiation Shielding Flexible Material for Accelerator Building
(VI) Evaluation about Neutron Produced by 50 and 80 MeV Protons

*三根 貴大[1]，今富 宏祐[1]，執行 信寛[1]，池田 伸夫[1]，石橋 健二[1]
木村 健一[2]，池見 拓[2]，笹谷 輝勝[2]、高橋 定明[3]、平澤 勇人[3]，古場 裕介[4]
[1]九州大学，[2]株式会社フジタ，[3]中国塗料株式会社，[4]放射線医学総合研究所

加速器建屋に使用されている 2 種類の可とう性材料の中性子遮蔽性能を評価するために、鉄標的に対する 50MeV 及び 80MeV の陽子入射で生成される中性子が可とう性材料を透過する量を有機液体シンチレータによる飛行時間法で測定した。測定データを PHITS による計算値と比較した。

**キーワード：**飛行時間法，可とう性材料，PHITS，中性子，透過率

### 1. 緒言

九州大学の伊都キャンパスに既設の加速器施設に隣接して新しい建屋が建設された。これらの建物の接合部には放射線遮蔽性能を有する可とう性材料が使用されており、コンクリートと同程度の水素含有量で構成されている。さらに熱中性子の遮蔽能力向上のために、$B_4C$ を含有した材料も使用されている。本研究では、これらの 2 種類の材料に 50 MeV 及び 80 MeV 陽子の鉄入射による生成中性子を照射した際の中性子透過率を測定することを目的とした。

### 2. 実験

実験は放射線医学総合研究所のサイクロトロン棟の C8 ビームコースにて行われた。50 MeV 及び 80 MeV の陽子ビームの強度はおおよそ $7\times10^6$/pps の強度とした。鉄ターゲットはそれぞれ 50 MeV に対して 1 cm、80 MeV に対して 2 cm の厚さのものを用いた。ビームをモニターするために 0.5 mm の厚さのシンチレータをビーム取り出し口とターゲットの間に設置した。またターゲットにて生成された中性子は後方に置いた NE213 有機シンチレータ(長さ、直径:127 mm)にて測定を行った。2 種類の可とう性材料は、大きさが 30 cm × 30 cm × 5 cm であり、0 cm から 20 cm まで厚さを変化させてビームモニタと中性子検出器の間に置いた。また、2 mm の厚さの荷電粒子弁別用シンチレータを中性子検出器の前に設置した。中性子のエネルギーはビームモニタと中性子検出器の間の飛行時間から導出した。

### 3. 結論

オフライン解析で荷電粒子、γ 線イベントを除去し、可とう性材料の厚さ毎における中性子生成収量を得た。発表では、実験で得られた約 10MeV 以上の中性子エネルギー分布を積分し、それぞれの厚さを 0cm における結果で規格化した際の実験値と PHITS 計算コードによる計算値の線源弱係数の比較について報告する。

---

*Takahiro Mine[1], Kosuke Imatomi[1], Nobuhiro Shigyo[1], Nobuo Ikeda[1], Kenji Ishibashi[1], Ken-ichi Kimura[2], Hiroshi Ikemi[2], Terukatsu Sasaya[2], Sadaaki Takahashi[3], Hayato Hirasawa[3] and Yusuke Koba[4]
[1]Kyushu Univ., [2]Fujita Co., Ltd., [3]Chugoku Marine Paints, Ltd., [4]National Institute of Radiological Sciences.

# 加速器施設建屋用放射線遮蔽可とう性材料の開発
# （VII）100 MeV 以下の中性子透過率測定

Development of Radiation Shielding Flexible Material for Accelerator Building
(VII) Measurement of Neutron Transmission Rate below 100 MeV

*今冨 宏祐[1], 三根 貴大[1], 李 恩智[1], 執行 信寛[1], 池田 伸夫[1], 石橋 健二[1], 木村 健一[2], 池見 拓[2], 笹谷 輝勝[2], 高橋 定明[3], 平澤 勇人[3], 久米 恭[4], 水島 慧[4], 長谷川 崇[5]
[1]九州大学, [2]株式会社フジタ, [3]中国塗料株式会社, [4]若狭湾エネルギー研究センター, [5]ハセテック

九州大学の加速器施設で使用している放射線可とう性材料の中性子遮蔽特性を得るために、若狭湾エネルギー研究センターのシンクロトロンで水ターゲットに 55 MeV/u He ビームを照射し、生成された中性子の透過率を測定した。PHITS を用いて同様の体系で計算を行い実験結果と比較した。

**キーワード：**中性子, 遮蔽, 可とう性材料, 透過率

## 1. 緒言

九州大学伊都地区に建設した加速器施設建屋の既設建屋との接続部において、新規に開発した柔軟性を持ちつつ放射線遮蔽性能を有する可とう性材料を採用した。また熱中性子の遮蔽能力向上のために、$B_4C$ を含有する材料も開発した。本研究では、今回開発した材料の 100 MeV 以下の中性子遮蔽特性を実験的に得ることを目的とし、中性子透過率の測定を行った。比較のために、コンクリートについても同様の測定を行った。またこれらの材料について PHITS コードが中性子遮蔽特性を再現するか検証するために、実験と同様の体系で計算を行い、実験結果との比較を行った。

## 2. 実験

本実験は若狭湾エネルギー研究センターのシンクロトロンで行った。55 MeV/u のヘリウムビームを厚さ 45 mm の水ターゲットに照射し、生成した中性子の透過率を NE213 有機液体シンチレータを用いて飛行時間法で測定した。試料は可とう性材料、$B_4C$ を含む可とう性材料、コンクリートの３種類を用いた。試料の厚さを可とう性材料は 0 cm から 20 cm の 5 点、コンクリートは 0 cm から 18 cm の 4 点とした。

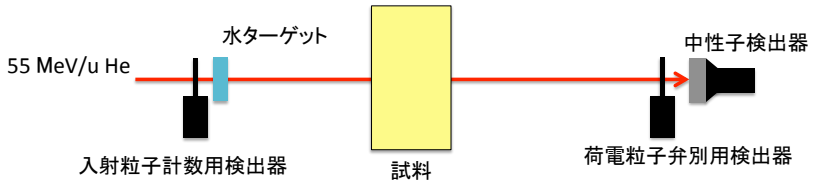



**図 1. 実験体系の模式図**

## 3. 結果

測定した中性子エネルギースペクトルの 20 MeV から 100 MeV の領域を積分し、それぞれの試料に対して中性子の減弱の変化から減弱係数を求めた。$B_4C$ を含まない材料の中性子減弱係数はコンクリートの 65 %程度、$B_4C$ を含む材料はコンクリートの 75 %程度であった。熱中性子の遮蔽能力向上のために $B_4C$ を含ませた材料はこのエネルギー領域において、$B_4C$ を含まない材料よりも高い遮蔽能力を有することが分かった。また PHITS の計算結果はすべての材料で中性子減弱係数を過大評価する傾向を示していた。

*Kosuke Imatomi[1], Takahiro Mine[1], Lee Eunji[1], Nobuhiro Shigyo[1], Nobuo Ikeda[1], Kenji Ishibashi[1], Ken-ichi Kimura[2], Hiroshi Ikemi[2], Terukatsu Sasaya[2], Sadaaki Takahashi[3], Hayato Hirasawa[3], Kyo Kume[4], Satoshi Mizushima[4], Takashi Hasegawa[5]
[1]Kyushu Univ., [2]Fujita,Ltd., [3]Chugoku Marine Paints,Ltd., [4]The Wakasa Wan Energy Center, [5]Hase-tech

# 注水型多機能遮へい体の性能評価

Performance evaluation of water injection type multi-function shield

*時吉 正憲[1]，谷口 雅弘[1]，西山 恭平[1]，松尾 寿峰[1]，岳尾 浩一[1]
[1]大成建設株式会社

当社は，福島第一原子力発電所事故以来，多くの除染等工事に携わっている。今後は，中間貯蔵施設の建設が計画されている。そのため作業員の累積被ばく線量の増大が喫緊の課題である。この課題の解決を図るため，注水型多機能遮へい体を 2 種類試作して性能確認試験を行い，簡易設計法を検討した。

**キーワード：**除染，中間貯蔵施設，遮へい体，被ばく線量

## 1. 緒言

除染等工事では，作業員の被ばく低減のために土のうを積層した遮へい体（以下：遮へい土のう）等を使用することが多い。ただし，遮へい土のうは，設置に係る作業が手軽であるが，密度の均一性，運搬・廃棄に係るコスト等が問題となる。そこで，当社は，遮水性能付きの専用容器へ注水した遮へい体とすることで，材料・運搬・設置・廃棄のコストを抑え，一定の密度を保った遮へい体を試作した。また，緊急時には遮へい体内部の水を，仮設の消防用水として利用できる。

## 2. 性能評価

### 2-1. 試験

遮へい体の性能確認試験を透過後の 1cm 線量当量率を測定する方法で実施した（図 1)。ガンマ線源は Co-60，測定器は NaI シンチレーション式サーベイメータ，遮へい体は断面形状が三角形と四角形の 2 種類を使用した（図 2)。測定は、線源毎（高さ 50cm、100cm、150cm）に 4 箇所（高さ 50cm、100cm、150cm、200cm）で実施した。



図 1　遮へい性能確認試験状況



図 2　試作した遮へい体の外観

### 2-2. 評価

性能確認試験の結果と解析コード等を用いた計算により，遮へい体の性能評価を行い，減衰傾向が一致していることが確認できた。

## 3. 簡易設計法

遮へい体内の水の実効厚さと減衰率の関係を整理して，現場の線源状況に応じた簡易設計法を検討した。

## 4. 結言

作業員の被ばく線量を低減するために，注水型多機能遮へい体を試作した。また，試作品の点状線源に対する遮へい性能確認試験を実施し，その結果を用いて，簡易設計法を検討した。今後は，分布した線源に対する評価手法を確立し，現場に適した注水型多機能遮へい体の実証を進める予定である。

---

*Masanori Tokiyoshi[1], Masahiro Taniguchi[1], Kyohei Nishiyama[1], Toshimine Matsuo[1], and Koichi Takeo[1]
[1]TAISEI CORPORATION

# 遮蔽材料標準の策定について
## (4) 放射線施設におけるコンクリートの遮蔽標準策定の基本的な考え方

Discussion on the Standardization of Shielding Material
(4) Investigation on basic concept of shielding standard for concrete

*木村 健一[1]，丸山 一平[2]，和田 浩之[3]，紺谷 修[4]，前中 敏伸[5]，
奥野 功一[6]，大石 晃嗣[7]，谷口 雅弘[8]
[1]株式会社フジタ，[2]名古屋大学，[3]中部電力株式会社，[4]鹿島建設株式会社，[5]株式会社竹中工務店，
[6]安藤ハザマ，[7]株式会社日本環境調査研究所，[8]大成建設株式会社

遮蔽材料の標準化に当たっては、その根拠が重要である。特に遮蔽コンクリートの場合には、JISやJASS等においても“標準”となるコンクリートとしての規定はされていない。そのため遮蔽材料としての標準コンクリートを成立させるための要件を明らかにし、過去のデータを基にして試行的標準としての平均的コンクリートを紹介する。

**キーワード**：遮蔽材料，標準化，遮蔽コンクリート

### 1. はじめに

原子炉や放射線を利用する施設における遮蔽材料の材料の標準化に当たって、多様な素材からなるコンクリートにまず焦点をあてている。今回のシリーズ発表では、今春の(1)～(3)に引き続いて、(4)標準策定の基本的考え方、(5)策定すべき遮蔽材料と内容、(6)感度解析（その 2）として、作業会での活動の一端を紹介する。

標準を策定するには、素材やコンクリート自体に関する多くのデータが必要であるが、それに加えて、“標準といえるための論理”が必要である。その取組みの第一段階として、“平均的なコンクリート”を設定した。本稿では、その基本的な考え方と 2000 年頃のデータを基にした“平均的コンクリート 2003”の組成を紹介する。

### 2. 基本的考え方

①コンクリートを構成する材料を３つの素材（骨材、セメント、水）とし、その比率（調合）を定める。

②骨材については、資源エネルギー庁の 1996 年データ[1)]から各岩種（砂岩、安山岩、石灰石など）の生産量から得られる岩石比率とその成分組成比率から、平均的な骨材の組成比率を得る。

③セメントについては、1997 年の国内セメント生産量[2)]と各種セメントの成分組成[2)]から、平均的なセメントの組成比率を得る。

④３つの素材の比率については、国内７サイトの原子力発電所における遮蔽用及び一般構造用のコンクリート調合[3)]の平均値から、セメント量 300 kg/m$^3$、細骨材量 773 kg/m$^3$、粗骨材量 1,093 kg/m$^3$、水 120 kg/m$^3$（結合水と自由水をそれぞれ 60 kg/m$^3$）とする。

表 平均的コンクリート 2003

| 元素 | 原子量 | 原子数密度 ×10$^{24}$ |
|---|---|---|
| | | |
| H | 1.008 | 8.02E-03 |
| C | 12.01 | 7.02E-04 |
| O | 16.00 | 4.13E-02 |
| Na | 22.99 | 1.02E-03 |
| Mg | 24.31 | 7.18E-04 |
| Al | 26.98 | 2.88E-03 |
| Si | 28.09 | 1.27E-02 |
| P | 30.97 | 1.94E-05 |
| K | 39.10 | 6.47E-04 |
| Ca | 40.08 | 3.40E-03 |
| Ti | 47.87 | 8.81E-05 |
| Mn | 54.94 | 1.10E-05 |
| Fe | 55.85 | 7.33E-04 |
| 密度(g/cm$^{-3}$) | | 2.26 |

### 3. まとめ –平均的コンクリート組成 2003–

前項に従って集計・計算した「平均的コンクリート組成 2003」を表に示す。今回紹介した手法とそれに従って算出した組成を含めて、標準策定のための基本的な考え方を明らかにして、その方法論や方向性についての議論を深めることにより、今後の標準化作業を進めて行きたい。

**参考文献** [1] http://www.enecho.meti.go.jp/category/resources_and_fuel/mineral_resource/situation/004/ [2] 「セメントの常識」、セメント協会、2000 年 [3] 「土木・建設技術者のための最新コンクリート工事ハンドブック」 建設産業調査会 1996 年

*Ken-ichi Kimura[1], Ippei Maruyama[2], Hiroyuki Wada[3], Osamu Kontani[4], Toshinobu Maenaka[5], Koichi Okuno[6], Koji Oishi[7], and Masahiro Taniguchi[8]
[1]Fujita Corporation, [2]Nagoya University, [3]CHUBU Electric Power Co.,Inc., [4]KAJIMA Corp., [5]TAKENAKA Corporation, [6]Hazama-Ando Corporation, [7]Japan Environment Research Co., LTD., [8] Taisei Corporation

# 遮蔽材料標準の策定について
# （5）策定すべき遮蔽材料と内容

Discussion on the standardization of shielding material
(5) Standardization of shielding material and it's contents

*奥野 功一[1]，木村 健一[2]，谷口 雅弘[3]，紺谷 修[4]，前中 敏伸[5]，平尾 好弘[6]，
吉田 昌弘[7]，石川 智之[8]，大石 晃嗣[9]，田中 健一[10]
[1]安藤ハザマ，[2]株式会社フジタ，[3]大成建設株式会社，[4]鹿島建設株式会社，[5]株式会社竹中工務店，[6]国立研究開発法人 海上技術安全研究所，[7]原子力安全技術センター，[8]伊藤忠テクノソリューションズ（株），[9]日本環境調査研究所，[10]一般財団法人エネルギー総合工学研究所

遮蔽材料のうち、まず初めにコンクリートに対する遮蔽材料標準の検討を行っている。コンクリートを構成する成分のうち、水分は時間等により変動する。特に中性子の遮蔽では水分量が影響するため、コンクリートに含まれる水分を把握することは重要である。またコンクリート以外で広く用いられている遮蔽材料に対する材料標準についても検討する予定である。

**キーワード**：遮蔽材料，標準，コンクリート，標準，

## 1. 緒言

放射線遮蔽のために広く用いられている材料として、コンクリート、鉄、鉛、ポリエチレン、水等がある。これら材料のうち、コンクリート以外の材料は含まれる元素の種類も少なく、かつ原子数密度の値のバラつきも少ないと考えられるが、コンクリートは天然の原材料を用いているため、材料に含まれる元素の種類が多く、かつバラつきも多い。本作業会では、遮蔽材料の中で最も多く用いられているコンクリートから遮蔽材料標準の検討を行っている。

## 2. コンクリートに係る遮蔽材料標準

コンクリートの遮蔽材料標準として、架空のコンクリートの材料標準を策定しても意味が無いため、実際の建築物が成立する材料標準を策定しようとしている。施設の建設工事において、コンクリートはRIや医療、加速器施設に対しては日本建築学会発刊の標準仕様書であるJASS5「鉄筋コンクリート工事」、原子力施設に対してはJASS 5N「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事」に基づいて品質管理と施工が行われる。これらの標準仕様書は品質管理に重点を置いており、元素組成など遮蔽検討に必要な情報は少ない。そのため、出来るだけ多くの元素組成等のデータ収集も検討している。

一方、コンクリートを構成する元素のうち水分は時間等により変動するが、特に中性子の遮蔽では水分量が影響するため、遮蔽壁コンクリートに含まれる水分を把握することは重要である。そこでJASS 5Nを参考にしてコンクリートに含まれる水分の幅を検討し、その影響度を把握するため感度解析に供した。

## 3. 今後

まず初めにコンクリートの材料標準に係る検討を行っているが、コンクリートの後は、コンクリート同様遮蔽材料として広く用いられている鉄、鉛、ポリエチレン、水等の遮蔽材料標準も検討していく予定である。

---

*Koichi Okuno[1], Kennichi Kimura[2], Masahiro Taniguchi[3], Osamu Kontani[4], Toshinobu Maenaka[5], Yoshihiro Hirao[6], Masahiro Yoshida[7], Satosh Ishikawa[8], Koji Oishi[9], Ken-ichi Tanaka[10]

[1]Hazama-Ando Corporation, [2]Fujita Corporation, [3]TAISEI Corp., [4]KAJIMA Corporation, [5]TAKENAKA Corporation, [6]National Maritime Research Institute, [7]Nuclear Safety Technology Center, [8]ITOCHU Techno-Solutions Corporation, [9]Japan Environment Research Co. LTD., [10]The Institute of Applied Energy

# 遮蔽材料標準の策定について
# （６）　標準遮蔽コンクリートに対する遮蔽計算上の感度解析（その２）

Discussion on the Standardization of Shielding Material

(6)　Sensitivity Analysis for shielding concrete standard (progress report)

*中田　幹裕[1]，廣内　崇幸[2]，尾方　智洋[3]，坂本　浩紀[4]，坂本　幸夫[5]，
月山　俊尚[6]，河野　秀紀[5]，天野　俊雄[7]，小迫　和明[8]，河野　直文[6]
[1]MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング㈱，[2]株式会社　東芝，[3]三菱重工業株式会社，
[4]トランスニュークリア株式会社，[5]株式会社アトックス，[6]日立ＧＥニュークリア・エナジー（株），[7]伊藤忠テクノソリューションズ（株），[8]清水建設株式会社

遮蔽材料標準の策定に際し、遮蔽コンクリートにおけるコンクリート組成と水分量の変動が、中性子及びガンマ線に及ぼす影響の感度解析を進めている。本報告ではその進捗結果について報告する。

**キーワード：**遮蔽コンクリート，線量当量率，感度解析

## 1. はじめに

遮蔽計算に用いる遮蔽材料組成データの標準化のため、成分及び水分量変動が、遮蔽透過後の線量当量率へ与える影響検討を実施中である。この検討条件・進捗状況・今後の検討方針について紹介する。

## 2. 感度解析

### 2-1. 成分変動による中性子線量影響

2016 年春の大会で、コンクリート成分を±3σ変化させた場合の、中性子線量率への影響を試算した結果、密度の 8%程度変動に主に起因することを報告した。

今回は、現実のコンクリート製造時の密度変動を公開情報から整理し、密度変更で変動幅を制限し、製造時成分変動による影響を精緻化した。

### 2-2. 水分量変動による中性子線量影響

中性子線源に対するコンクリート中の水分変動による、中性子及び 2 次ガンマ線線量率の変動を評価した。水分量は、自由水の量を 0（絶対乾燥状態）、0.04、0.1g/cm3 の 3 種類設定した。水分量の増加で 2 次γ線量率は増加するが、合計線量率は減少することを確認した。

### 2-3. γ線源に対する感度解析

γ線源による感度解析を実施した。成分変動と水分量変動ともに 2m 位置で 1 桁を超える差となった。計算結果から評価した質量減衰傾向は、全ケース同等となり、元素組成の差異は影響なく、密度に起因すると判断された。

## 3. 今後の検討方針

今後、国内外コンクリート組成調査結果を踏まえ、標準コンクリート組成に対する同一密度での元素組成変動に対する遮蔽透過後の線量率変動感度解析を実施予定である。標準作成に際しては、成分変動(密度変動)、元素組成変動、水分量変動結果を踏まえ、標準コンクリート組成を遮蔽設計に用いる際の、製造時成分変動、骨材等材料変動、環境条件による水分量変化が線量率に与える影響を総合的に評価し、標準コンクリート組成のサポート情報とする。

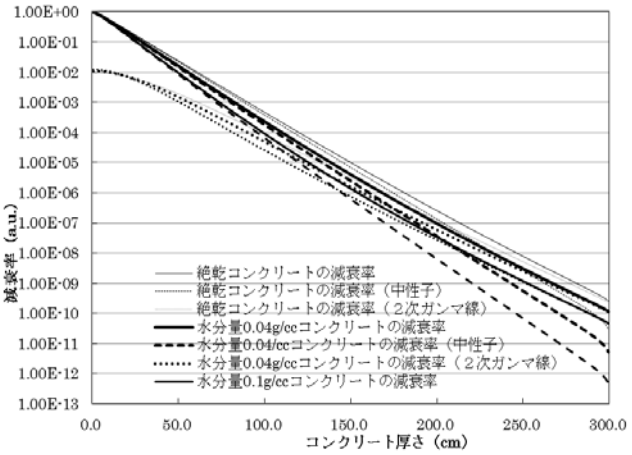



図-1　水分量変動に対する中性子線源線量率変動例

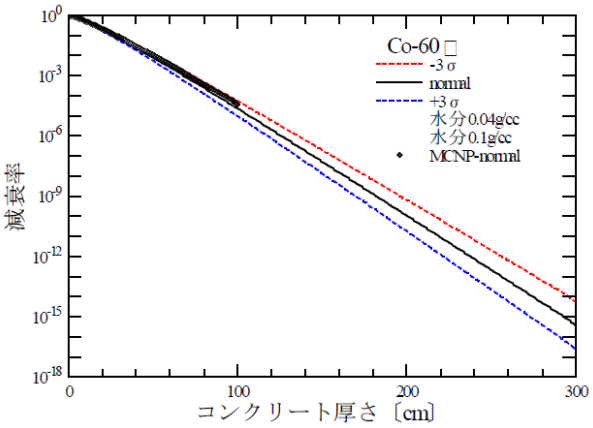



図-2　γ線源に対する感度解析事例

Mikihiro Nakata [1], Takayuki Hirouchi [2], Tomohiro Ogata [3], Hiroki Sakamoto [4], Yukio Sakamoto [5], Toshihisa Tsukiyama [6], Hidenori Kawano [5], Toshio Amano [7], Kazuaki Kosako [8], Naofumi Kawano [6]
[1]MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, [2]TOSHIBA corp., [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [4] Transnuclear Tokyo, [5] ATOX Corp., [6] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd,, [7] ITOCHU Techno-Solutions Corporation, [8] Shimizu Corporation

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

Thu. Sep 8, 2016 9:50 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 12:50 AM - 3:00 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [2B01-08] Pressure Vessel Steels

Chair: Naoyuki Hashimoto (Hokkaido Univ.)

9:50 AM - 10:05 AM JST | 12:50 AM - 1:05 AM UTC

### [2B01] FY2015 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(1)Overview and schedule of METI's project

*Taku Arai[1], Akiyoshi Nomoto[1], Yuichi Miyahara[1] (1.CRIEPI)

---

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

### [2B02] FY2015 Improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(2)Thorough-wall distributions of microstructure and hardness of irradiated JRQ Material

*Kenji Nishida[1], Akiyoshi Nomoto[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1.CRIEPI)

---

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

### [2B03] FY2015 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(3)Fracture toughness evaluation by miniature C(T) specimens on irradiated RPV steel JRQ

*Masato Yamamoto[1] (1.CRIEPI)

---

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

### [2B04] FY2015 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(4)Characterization of microstructural change on neutron irradiated type 304L stainless steel

*Yuichi Miyahara[1], Kenji Nishida[1], Siwei Chen[1] (1.Central Reseach Institute of Electric Power Industry)

---

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

### [2B05] Rate Theory Modeling of Formation Process of Radiation Induced Precipitation in RPV steels

*Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1], Kazunori Morishita[2] (1.Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2.Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

---

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

### [2B06] Atom Probe Tomography of Japanse Reactor Pressure Vessel Materials from Surveillance Test Programs

Report of Human Resource Development Program supported by METI

*Kenta Murakami[1], Kenji Nishida[2] (1.The University of Tokyo, 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)

---

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

### [2B07] Evaluation of brittle crack arrest toughness of reactor pressure vessel steels

*Tohru Tobita[1], Takuyo Ohtsu[1], Hisashi Takamizawa[1], Yutaka Nishiyama[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

### [2B08] Atom probe tomography for surveillance specimens in the PWR and BWR pressure vessel steels

*Kazuki Yamamura[1], Kenichi Fukumto[2], Takashi Onitsuka[2] (1.Fukui Univ., 2.Research Institute of Nuclear Engineering, Fukui Univ.)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# 平成 27 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化；（1）資源エネルギー庁プロジェクトの概要

FY2015 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals; (1) Overview of METI's project

*新井　拓[1]，野本　明義[1]，宮原　勇一[1]

[1]電力中央研究所

平成 27 年度から開始した資源エネルギー庁の公募事業「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業 原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化」について、その概要を紹介する。

**キーワード**：原子炉圧力容器、炉内構造物、照射影響、板厚方向減衰、ミニチュア C(T)試験、照射ステンレス鋼

## 1. 緒言

（一財）電力中央研究所は、原子炉圧力容器の照射脆化評価手法と監視試験の高度化、炉内構造物に対する中性子照射影響評価の高度化を図ることを目的とした研究を平成 27 年度から 4 か年の計画で開始した。

## 2. 実施内容

### 2-1. 原子炉圧力容器の照射脆化評価（板厚方向減衰効果）

原子炉圧力容器板厚方向の中性子照射量の減衰と初期靭性の分布の相乗効果の解明に基づく現行評価手法の裕度の明確化を目的に、米国の廃炉 PWR の原子炉圧力容器等[1]のミクロ組織や硬さ分布に関する知見の取得、これらの知見と板厚方向減衰モデルや破壊靭性試験結果等の比較・検討を行う。

### 2-2. 監視試験法の高度化（ミニチュア C(T)マスターカーブ試験法）

照射脆化監視試験法の高度化の手法として期待されているミニチュア C(T)マスターカーブ破壊靭性試験法の中性子照射材への適用性の明確化を目的に、実機相当の中性子照射材に対する同試験と評価を行う。

### 2-3. 炉内構造物（ステンレス鋼）に対する照射影響評価

ステンレス鋼のミクロ組織に及ぼす照射影響の解明とモデル化、ミクロ組織と機械的性質の相関モデルの作成を目的に、中性子照射されたステンレス鋼に対するアトムプローブ分析および透過型電子顕微鏡観察とミクロ組織変化や相関モデルの作成を行う。

## 3. 平成 27 年度実施内容

平成 27 年度は各実施項目について、研究に着手すると共に次年度以降の研究計画を固めた。各項目の実施内容については、後続の講演で報告する[2]~[4]。

### 参考文献

[1] T. M. Rosseel, M. A. Sokolov, Proc. of the ASME 2015 PVP Conference, ASME PVP2015-45237, ASME, Boston, 2015.

[2] 西田他、平成 27 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化；(2) 中性子照射された圧力容器鋼 JRQ のミクロ組織および硬さの板厚方向分布、日本原子力学会 2016 年秋の大会、日本原子力学会、2016 年

[3] 山本他、平成 27 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化；(3) 中性子照射された圧力容器鋼 JRQ に対する Mini-C(T)試験片による破壊靭性評価、日本原子力学会 2016 年秋の大会、日本原子力学会、2016 年

[4]宮原他、平成 27 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化；(4) 中性子照射を受けた 304L ステンレス鋼の照射に伴うミクロ組織変化の評価、日本原子力学会 2016 年秋の大会、日本原子力学会、2016 年

* Taku Arai[1], Akiyoshi Nomoto[1] and Yuichi Miyahara[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 平成 27 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 （2）中性子照射された圧力容器鋼 JRQ のミクロ組織および硬さの板厚方向分布

FY2015 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(2) Thorough-wall distributions of microstructure and hardness of irradiated JRQ Material

*西田 憲二[1]，野本 明義[1]，小林 知裕[1]

[1]電力中央研究所

IAEA 標準材である JRQ 材について、厚板材の板厚表面から内部までを模擬して照射された材料の板厚方向減衰を評価し板厚内部のみから採取した材料と比較した。中性子減衰にともなう両者の硬化量変化は同様の傾向を示し、材料内部に形成するクラスターも減衰に応じて減少した。

**キーワード**：原子炉圧力容器，照射脆化，板厚方向減衰，アトムプローブ

## 1. 緒言

原子炉圧力容器は炉内の核燃料から中性子の照射を受けるため、容器板厚の内側から外側に行くにしたがって中性子照射量が減衰し、それに伴い脆化量も減少する（板厚方向減衰）。照射量の板厚方向減衰については、指数関数的な減衰モデルが日米規格の照射脆化予測評価において採用され、既存軽水炉の脆化量の予測に利用されている。一方で、原子炉圧力容器は製造時においても板厚方向に機械的特性の分布を有しており、脆化量の板厚方向減衰と製造時の機械的特性の重ね合わせの効果を検証することは、原子炉圧力容器の健全性評価の信頼性を高める上で重要である。本事業では、実機圧力容器相当材の板厚方向の各位置における減衰効果を評価する。

## 2. 実験

平成 27 年度は IAEA 標準材である JRQ 材（A533B Cl.1 鋼）を評価対象とした。225mm 厚さの鋼材を板厚方向に 13 枚のレイヤーに分割し、照射キャプセル内で炉心側から同じ順に積み重ねて照射を行った材料（全板厚模擬材）[1]の中から、採取位置が内表面から 6mm、24mm、77mm の深さの材料を選択した。照射量はそれぞれ 5.4、4.1、$2.2\times10^{19}$ n/cm$^2$(E>1MeV)と見積もられる。これらの材料に対して、金属組織観察、硬さ試験およびアトムプローブ（APT）分析を行った。

## 3. 結果

照射キャプセル内では照射位置が内表面から深くになるにつれて中性子減衰が大きくなるため硬さ上昇も小さくなるが、全板厚模擬材は板厚中心部から採取した材料（板厚中心部材）[2]と同様の傾向を示した（図 1）。全板厚模擬材について照射で形成するクラスターを APT で分析したところ、クラスターの体積率も硬さ変化と同様、表面から板厚中央に向かって減少した。

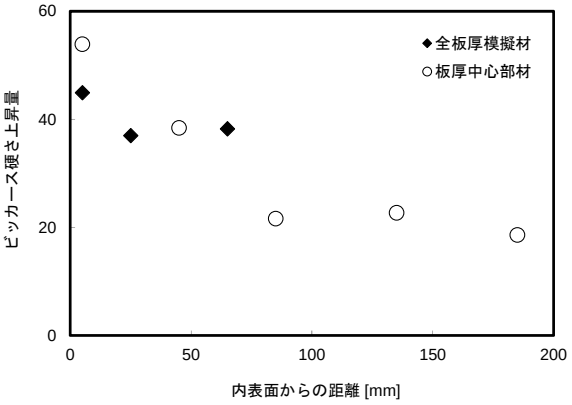



図 1 全板厚模擬材と板厚中心部材の照射位置と硬さ上昇量の関係

**参考文献**

[1] MRP-203, EPRI Report 1013415, October (2006).

[2] 曽根田他，電力中央研究所報告 Q09029, (2010).

*Kenji Nishida[1], Akiyoshi Nomoto[1] and Tomohiro Kobayashi[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 平成 27 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 (3) 中性子照射された圧力容器鋼 JRQ に対する Mini-C(T)試験片による破壊靭性評価

FY2015 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(3) Fracture toughness evaluation by miniature C(T) specimens on irradiated RPV steel JRQ

*山本　真人[1]

[1]電力中央研究所

照射材の破壊靭性評価に対する超小型の C(T)試験片の適用性を把握するため、IAEA 標準材である JRQ の照射済み材料を対象にマスターカーブ法に従う評価を実施した。異なる二機関のいずれでも有効な評価を実施出来た。両者の評価結果は同等であり、また PCCv 試験片による評価結果とも同等であった。

**キーワード：**破壊靭性、圧力容器鋼、マスターカーブ法、ミニチュア C(T)試験片

## 1. 緒言

延性―脆性遷移温度域における破壊靭性を評価するマスターカーブ法[1](MC 法)は、破壊靭性の寸法依存性を補正することが可能であることから、外形寸法 4×10×9.6mm の Mini-C(T)試験片の採用が期待されている。現在は、非照射材の圧力容器鋼に対する同試験片の適用性が広く認められ[2] 照射材に対する適用性を確かめる段階にある。Mini-C(T)試験片による破壊靭性評価を二つの機関で実施し、(1) MC 法の評価が実施できるか、(2)実施機関による差異があるか、 (3)他の形状の試験片と整合した結果か、を評価する。

## 2. 実験

試験炉にて照射量 $1.85\times10^{19}$ n/cm$^2$(E>1MeV)まで照射された JRQ（A533B Cl.1 鋼）[3]を対象とし、機関 A にて予亀裂付きシャルピー(PCCv)試験片による MC 法破壊靭性評価を実施した。試験終了後の破断材の片割れずつを機関 A と B に分配し、それぞれで Mini-C(T)試験片の加工、予亀裂導入および MC 法の評価を行った。PCCv 試験では単一の試験温度、Mini-C(T)の試験では複数の試験温度で破壊靭性 $K_{Jc}$ を取得し、延性-脆性遷移の評価指標である参照温度 $T_o$ を評価した。

## 3. 結果

機関 A および B はそれぞれ、Mini-C(T)試験片で 26 点および 24 点の $K_{Jc}$ を取得し有効な $T_o$ を評価できた。結果は $T_o$=40℃および $T_o$=32℃であり、差は規格[1]で想定する範囲内であった。別途 $K_{Jc}$ の分布が MC 法の仮定するワイブル分布に従うことも確認できたことから、同照射材に対して Mini-C(T)試験片を適用可能であると考えられる。PCCv 試験片を用いた評価でも $T_o$=44℃と非常に近い値を得たことから、本試験の範囲では試験片形状の影響は顕著でないと言える。

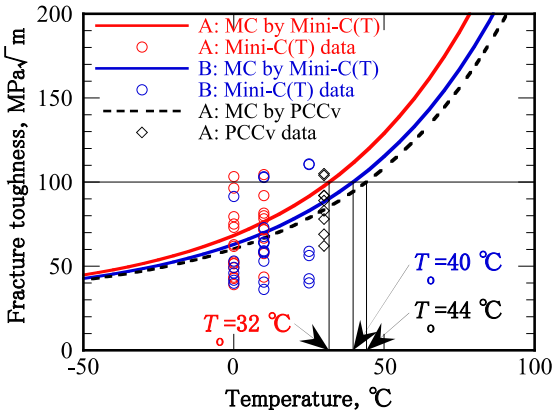



図 1　試験で得られた $K_{Jc}$ と MC 評価結果

### 参考文献

[1] 日本電気協会規程, JEAC4216-2015, 日本電気協会 (2015)

[2] Yamamoto, et al., ASTM STP1576, STP157620140020 (2015)

[3] EPRI report MRP-243. EPRI Palo Alto, CA: (2008), 1016601

*Masato Yamamoto[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 平成 27 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 （4）中性子照射を受けた 304L ステンレス鋼の照射に伴うミクロ組織変化の評価

FY2015 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(4) Characterization of Microstructural Change on Neutron Irradiated Type 304L Stainless Steel

*宮原 勇一[1]，西田 憲二[1]，陳 思維[1]

[1]電力中央研究所

降伏強度が同程度で中性子照射量が異なる 304L ステンレス鋼に対して三次元アトムプローブ分析を行った。照射により形成されたミクロ組織にはニッケルとシリコンが濃化した溶質原子クラスターが観察され、そのサイズと数密度は照射量によらず同程度であった。

**キーワード**：304L ステンレス鋼，中性子照射，アトムプローブ，溶質原子クラスター

## 1. 緒言

中性子照射を受けたオーステナイト系ステンレス鋼に形成される転位ループやブラックドット等の照射欠陥は、透過型電子顕微鏡（TEM）観察によるミクロ組織の定量化に関する報告が多く、降伏応力等の機械的特性との相関について検討が進められている。一方、鋼材中の Ni、Si 等の溶質原子がクラスターを形成することが近年のアトムプローブ（APT）分析によって報告されているが、定量的な評価結果は少ない状況にある。本事業では、同一材料に対して TEM と APT を併用した観察・分析を行うことで、中性子照射により形成されるミクロ組織の定量評価手法の確立を目指す。

## 2. 実験

平成 27 年度は JNES IASCC 事業において JMTR で照射された SUS304L 鋼[1]について、機械的特性が同程度で照射量が異なる 2 材料（照射量 3.7 dpa、12.3 dpa）を対象に TEM 観察と APT 分析を実施した。

## 3. 結果

TEM 観察の結果、結晶粒内にはブラックドットと完全転位ループを合わせたドット状欠陥とフランクループの欠陥サイズと数密度は JNES IASCC 事業の報告結果[1]と一致し、キャビティーやγ’相は観察されなかった。APT 分析の結果、両照射量ともに Ni-Si クラスターの形成が確認され、一部のクラスターにはリンの濃化が見られた。図 1 に APT 分析によって得られた Ni-Si クラスターのサイズ分布を示す。図中には、クラスターの平均直径と数密度を合わせて記載している。Ni-Si クラスターのサイズと数密度は、TEM で観察される照射欠陥と比べて小さく、数密度は約 1 桁高いが、照射量依存性は機械的特性の変化と同様の傾向を示した。

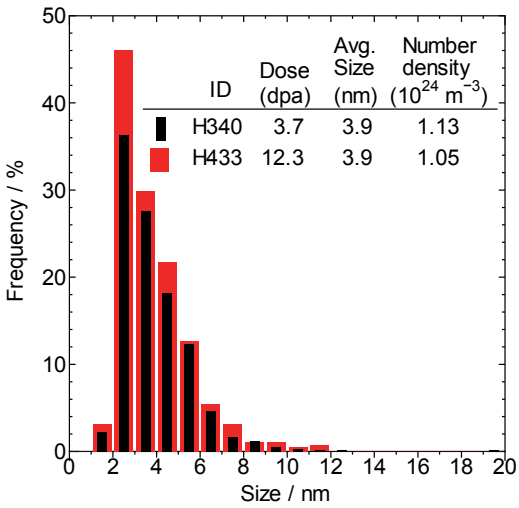



図 1 Ni-Si クラスターのサイズ分布

**参考文献**

[1] 「平成 17 年度照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術に関する報告書」，独立行政法人原子力安全基盤機構，（平成 18 年 7 月）．

*Yuichi Miyahara[1], Kenji Nishida[1] and Siwei Chen[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 圧力容器鋼の照射誘起析出物形成過程の反応速度論解析

Rate Theory Modeling of Formation Process of Radiation Induced Precipitation in RPV steels

*中筋 俊樹[1]，阮 小勇[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

照射脆化を精度よく予測するため、照射脆化の要因である転位ループ、ボイドおよび銅リッチ析出物の核生成過程を厳密に取り扱った反応速度論モデルを構築した。転位ループ、ボイドおよび銅リッチ析出物の形成に関する照射条件依存性について議論した。

**キーワード：照射脆化、原子炉圧力容器、反応速度論、銅リッチ析出物、照射相関**

## 1. 緒言

軽水炉の圧力容器や炉内構造物、核融合炉の構造材料といった中性子の照射を受ける材料は、照射により硬化や寸法変化などの材料の機械特性が変化する。特に、軽水炉圧力容器鋼の照射脆化については、プラントの寿命を決める要因になりうるため、照射脆化を予測して事故の未然防止を図ることは重要である。

日本において代表的な照射脆化予測式は、JEAC4201-2007（2013 年追補版）である。これは、日本の各商業軽水炉や試験炉で得られた脆化データを物理的理論に基づいた簡易予測式にフィッティングしたものであるが、その温度の適用範囲 270℃から 290℃と狭い。また、Yoshiie らのより厳密な反応速度論モデル[1]では、2 つの単空孔の集合体（サイズ 2）が安定なボイド核（臨界サイズ）と仮定しているが、実際には臨界サイズは損傷速度や照射温度によって変化し、ミクロ構造変化に影響を与える[2]。

そこで本研究では、幅広い照射条件において照射脆化を精度よく予測するため、照射脆化の要因である転位ループ、ボイドおよび銅リッチ析出物の核生成過程を厳密に取り扱った反応速度論モデルを構築した。

## 2. 数値解析方法

bcc 鉄中において、サイズ 1 から 100 の自己格子間原子（SIA）集合体およびサイズ 1 から最大 140 の銅-空孔複合体について反応速度式を立て、それぞれの欠陥集合体濃度の経時変化を得た。ここで、分子動力学法（MD）によって評価された欠陥集合体結合エネルギーのサイズ依存性の関係を用いることで、欠陥集合体の熱的安定性についても扱っている。

## 3. 結果および考察

図 1 は 0.01dpa における銅-空孔複合体のサイズ分布の損傷速度依存性である。ここで、組成 α はクラスター中の銅原子の割合と定義した。ここから、同じ照射量でも損傷速度の違いにより欠陥の形成過程は異なることが分かる。低損傷速度であるほど、ボイドの形成がないこと、銅を半分含むクラスター（α =0.5）の形成量も少ないこと、銅のみのクラスター（α =1）は多く形成され、そのサイズが大きくなることが分かった。

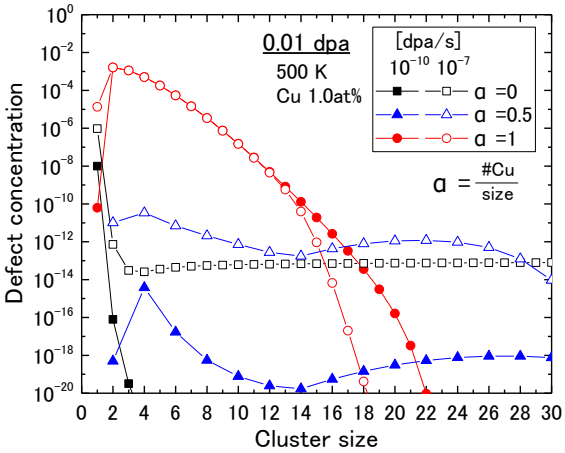



図 1　銅-空孔複合体のサイズ分布の損傷速度依存性

### 参考文献

[1]　T. Yoshiie et al., NIM B, Vol. 352, pp. 125-129, (2015).

[2]　T. Nakasuji et al., EJAM, Vol. 7-2, pp. 160-165, (2015).

*Toshiki Nakasuji[1], Ruan Xiaoyong[1] and Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto University

# 国内原子炉圧力容器監視試験材のアトムプローブ測定
# 安全性向上原子力人材育成委託事業の成果報告

Atom Probe Tomography of Japanese Reactor Pressure Vessel Materials from Surveillance Test Programs
Report of Human Resource Development Program supported by METI

*村上　健太[1]，西田　憲二[2]
[1]東京大学，[2]電力中央研究所

国内の二つの電力事業者より原子炉圧力容器監視試験廃材の提供を受け、アトムプローブ測定を実施した。いずれの試料においても銅、ニッケル、マンガン、ケイ素等のクラスタリングを確認した。

**キーワード：**原子炉圧力容器，照射脆化，　アトムプローブ

## 1. 緒言

発表者らは、実機材を最先端の分析設備で分析する機会を提供することにより原子力材料に関する人材育成プログラムを進めている[1]。昨年度は関西電力美浜２号炉第４回監視試験[2]残材（美浜２材）と日本原子力発電敦賀１号炉第６回監視試験[3]残材（敦賀１材）の提供を受け、電力中央研究所のホットラボにてアトムプローブ測定の技術伝承を受けた。

## 2. 実施内容

監視試験残材から電解研磨によって針状の試料を作製し、CAMECA 社製アトムプローブ LEAP 3000 XSi を用いて測定を行った。アトムマップを再構成したのち、再帰的探索アルゴリズムを使用して銅、ニッケル、マンガン、ケイ素、リン等の濃化した領域（クラスタ）を抽出した。

## 3. 結果

美浜２材の溶質原子クラスタは敦賀１材と比較してサイズが大きく、数密度は小さい傾向が見られた。両者のクラスタの体積率はほぼ同程度である。美浜２材と敦賀１材の溶質原子クラスタの組成は比較的似ており、平均の溶質原子濃度はマンガン 7%, ニッケルが 10 % 程度であった。敦賀１材におけるバルクの銅濃度は美浜１材より高いが、クラスタ中の銅濃度も敦賀１材が 9 %程度であるのに対し美浜２材が 4%程度であった。バルクのケイ素濃度は敦賀１材の方が少し高いものの、クラスタ中のケイ素濃度は敦賀１材が 4%であるのに対して美浜２材が 6%程度となっている。これらの測定結果は電力中央研究所における国内監視試験材の過去の観察結果[4]とよく一致した。

### 参考文献

[1] 株式会社原子力安全システム研究所, 平成 27 年度安全性向上原子力人材育成委託事業 事業報告書, 平成 28 年 3 月, http://www.iae.or.jp/wp/wp-content/uploads/2016/03/02_inss_FY2016_ri.pdf

[2] 独立行政法人原子力安全基盤機構, 関西電力株式会社 美浜発電所２号炉高経年化技術評価書及び長期保守管理方針の技術的妥当性の確認結果 平成 24 年 7 月, http://www.nsr.go.jp/archive/jnes/plec/doc/VLR/MH2.pdf

[3] 独立行政法人原子力安全基盤機構, 日本原子力発電株式会社敦賀発電所１号炉高経年化技術評価書及び長期保守管理方針の技術的妥当性の確認結果, 平成 21 年 8 月, http://www.nsr.go.jp/archive/jnes/plec/doc/VLR/GT-1.pdf

[4] 曽根田直樹 他、” 原子炉圧力容器鋼の照射脆化予測法の改良－高照射監視試験データの予測の改善－”, 電力中央研究所研究報告書 Q12007. 2013 年 3 月.

---

*Kenta Murakami[1] and Kenji Nishida[2]
[1]The University of Tokyo, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 原子炉圧力容器鋼のき裂伝播停止破壊靭性に関する評価

Evaluation of brittle crack arrest toughness of reactor pressure vessel steels

*飛田 徹，大津 拓与，髙見澤 悠，西山 裕孝
日本原子力研究開発機構

原子炉圧力容器鋼に対して、き裂伝播停止破壊靭性($K_{Ia}$)試験、破壊靭性試験、及び計装シャルピー試験を実施し、$K_{Ia}$参照温度と破壊靭性参照温度及び計装シャルピー試験におけるき裂進展停止時衝撃力との相関について検討した。

**キーワード：**原子炉圧力容器鋼、き裂伝播停止破壊靭性、計装シャルピー試験

## 1. 緒言

中性子照射量は原子炉圧力容器板厚内で減衰するため、容器の外面側ほど照射による脆化量は小さくなる。また、加圧熱衝撃事象においては、安全注入水による容器の内面近傍の温度低下に比較して外面側の温度低下は小さいことから、容器外面側ほど破壊靭性は高くなる。そのため、容器の内面近傍に想定した欠陥から非延性き裂が発生しても、き裂が容器の板厚を貫通するまでに停止する可能性がある。き裂の停止を評価するためには、材料のき裂伝播停止破壊靭性($K_{Ia}$)を得る必要がある。本報告では原子炉圧力容器鋼を用いて$K_{Ia}$試験を実施し、$K_{Ia}$の温度依存性の指標である$K_{Ia}$参照温度($T_{KIa}$)を評価した。また、破壊靭性参照温度($T_o$)及び計装シャルピー試験におけるき裂進展停止時衝撃力($F_a$)との相関について検討した。

## 2. 実験

表 1 供試材の主な機械的特性

| 材料 | σy, MPa | σu, MPa | $T_{41J}$, °C | USE, J |
|---|---|---|---|---|
| JRH | 481 | 610 | -28 | 78 |
| JRM | 458 | 596 | -36 | 148 |
| S1 | 488 | 634 | -70 | 197 |

表 1 に、供試材である原子炉圧力容器鋼(JIS SQV2A)の主な機械的特性を示す。試験片は全て板厚 200mm の 1/4 位置近傍から T-L 方向に採取した。$K_{Ia}$試験は ASTM E1221-12 に準拠し、低温では 1 インチ厚さコンパクトき裂伝播停止 (1T-CCA) 試験片、室温近傍では 2T-CCA 試験片を用いて実施した。破壊靭性試験では ASTM E1921-13 に準拠し $T_o$を評価した。また、JIS B7755 に準拠し、シャルピー試験で取得した計装データ(荷重-時間)から $F_a$の温度依存性と既往研究[1]において$T_{KIa}$との相関が報告されている Fa=4kN に対応する温度($T_{Fa4kN}$)を評価した。

## 3. 結果

それぞれの供試材について 9 点以上の有効な $K_{Ia}$値を取得し $T_{KIa}$を評価した。$T_{KIa}$は、$K_{Ia}$の温度依存性が静的破壊靭性($K_{Jc}$)と同様にマスターカーブ(MC)に従うとした場合の 100MPa√m に対応する温度である。図 1 に、横軸を(試験温度(T)-$T_{KIa}$)とした場合の $K_{Ia}$値及び MC と $T_{KIa}$を示す。$K_{Ia}$値は概ね MC の 5～95%の範囲内に分布している。また、表 1 に示したシャルピー遷移温度($T_{41J}$)の差に対し、材料による $T_{KIa}$の違いは小さい。発表においては、$T_o$と $T_{KIa}$及び $T_{Fa4kN}$と $T_{KIa}$の相関について報告する。また、既往照射材の計装シャルピーデータを用いて $T_{Fa4kN}$の評価を行い、照射による $T_{Fa4kN}$シフトと $T_o$シフト及び $T_{41J}$シフトを比較した結果についても報告する予定である。

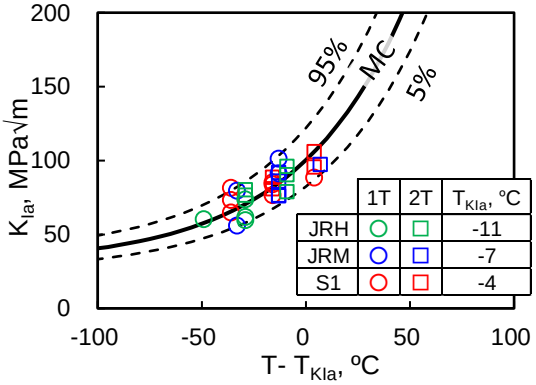



図 1 $K_{Ia}$試験結果

## 参考文献

[1] K. Wallin, Evaluating Material Properties by Dynamic Testing, ESIS 20, E. van Walle, Ed., MEP London, pp.165-176 (1996)

*Tohru Tobita, Takuyo Ohtsu, Hisashi Takamizawa and Yutaka Nishiyama
Japan Atomic Energy Agency

# アトムプローブによる原子炉圧力容器監視試験片のミクロ分析

Atom probe tomography for surveillance specimens in the PWR and BWR pressure vessel steels

*山村一貴[1]，福元謙一[2]，鬼塚貴志[2]

[1]福井大学大学院　[2]福井大学附属国際原子力工学研究所

本研究では，実機軽水炉で中性子照射された二種類の監視試験片についてアトムプローブ（APT）分析を行い、ミクロ組織分析を実施した。二種類の監視試験片で Cu, Ni, Si, Mn, P が集中した Cu リッチクラスタが観察され、Cu リッチクラスタの大きさと数密度が過去に報告されている文献データの傾向と一致していることが確認された。

**キーワード：**アトムプローブ分析，照射脆化，監視試験片, Cu リッチクラスタ

## 1. 緒言

軽水型発電炉の原子炉圧力容器鋼の照射脆化は高経年化を考えるうえで、重要な項目の一つである。現在考えられている照射脆化のメカニズムは、原子炉容器に使用されている A533B の低合金鋼の場合、ナノメートル(nm)スケールの極めて微細な材料変化、例えば Cu リッチクラスタの形成や、Mn , Ni , Si が集中したクラスタの形成、マトリックス損傷、P などの不純物の粒界への偏析によるものだと考えられている。このため、実機の監視試験片のミクロ組織分析は照射脆化の進展の把握にとって非常に有用であり、予測式が想定する脆化機構の連続性を確認するためにも高照射量領域までの実機材データの蓄積が重要になる。そこで、今回は APT を用いて原子炉圧力容器監視試験片のミクロ組織分析を実施した。なお、本実習は資源エネルギー庁の人財育成事業の一部として実施した。

## 2. 実験方法

分析を実施した材料は、関西電力美浜 2 号機と日本原子力発電敦賀 1 号機の原子炉容器監視試験片の一部である。中性子照射量はそれぞれ $4.4\times10^{19}$ n/cm$^2$ [1] と $9.4\times10^{17}$ n/cm$^2$ [2] である。 APT 測定には日本原子力研究開発機構の原子炉廃止措置研究センターの管理区域内に開設された高経年分析室に設置されている CAMECA 社製の LEAP3000XHR を用いた。測定は電圧パルスモードで行い、試料温度は 50K (-223℃）とした。APT 測定用の針状の試料は、集束イオンビーム(focused ion beam, FIB)加工装置（HITACHI 製 nano-DUE'T NB5000）を用いて作製した。クラスタの解析には電力中央研究所が溶質原子クラスタの解析に採用している再帰的検索手法 [3] を用いてクラスタ解析を行った。クラスタ解析では、コア原子の抽出に用いるしきい距離には 0.5nm を用い、コア原子が 20 個以上のものだけをクラスタとして取り扱った。周辺原子の抽出に用いるしきい距離には 0.5nm を用い、周辺原子の一部を取り除くしきい距離には 0.5nm、最低のコア原子数には 3 個を用いた。

## 3. 結果

図に原子マップの一例を示した。すべての試料で、Cu, Ni, Si, Mn, P が集中したクラスタ、いわゆる Cu リッチクラスタの形成を確認した。また、P が直線上に偏析している部分が見られ、その部分に Cu リッチクラスタも集中していることを確認し、Cu リッチクラスタの大きさと数密度が過去に報告されている文献データの傾向と一致していることが確認された。

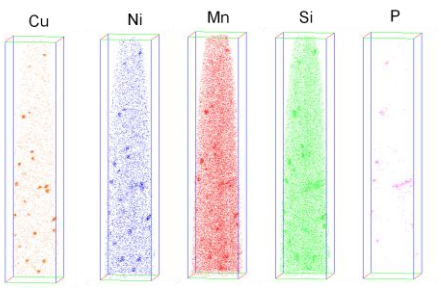



図 美浜 2 号の監視試験片の原子マップ

(40 x 40 x 170nm)

### 参考文献

[1] 原子力安全基盤機構　関西電力株式会社美浜発電所2号炉」2012年7月
[2] 原子力安全基盤機構　日本原子力発電株式会社敦賀発電所1号炉　2009年8月
[3] 電力中央研究所　研究報告：Q06019

*Kazuki Yamamura[1], Kenichi Fukumoto[2], Takashi Onitsuka[2]
[1]Fukui Univ, [2]Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

General Meeting

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room B
Kumume City Plaza - Gallery 1

**[GM2B] 「材料部会」第33回全体会議**

[GM2B] General Meeting

General Meeting

# [GM2B] 「材料部会」第33回全体会議

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

## [GM2B]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Materials Science and Technology Division

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [PL2B] Status and perspective of the material irradiation research

Chair: Shigeharu Ukai (Hokkaido Univ.)

[PL2B01] International research program on material irraditation in the reactors

*Mikio Shikama[1] (1.Hachinohe Institute of Technol.)

---

[PL2B02] Material irradiation research using the spallation neutron sources

*Kenji Kikuchi[1] (1.Ibaraki Univ.)

---

[PL2B03] Material irradiation research using the ion accelerators

*Hiroaki Abe[1] (1.Univ. Tokyo)

材料部会セッション「材料照射研究の現状と今後の展望」

# （1）国際協力による原子炉での材料照射研究

(1) International research program on material irradiation in the reactors

四竈樹男
八戸工業大学

## 1. 研究炉の現状

研究炉は、一部の国での新設計画はあるが全体的に老朽化、管理コストの著しい上昇、規制強化、などの影響により世界的にその管理運営が困難になりつつある。特に憂慮すべきは、材料・燃料照射に適した高出力密度の大型研究炉の老朽化である。国内に目を向ければ、大型研究炉、JMTR, JOYO, JRR-3, HTTR 等はすべて停止状態であり、材料・燃料照射はここ１０年程度実質的に完全停止状態にある。JRR-3 が再起動に向けて作業が進められているのは明るいニュースであるが、他の大型研究炉の将来は全く不透明といっても過言ではない。

多くの国々の関係者達、特に先進国の関係者達は現状に深い懸念を共有しており、１０年ほど前から、IAEA において、「研究炉に関する作業部会」(Technical Working Group on Research Reactors; TWGRR)を設置し、現状の把握、今後への対応について検討してきた。５年２期の活動が昨年終了し、これまでの活動の総括、今後への対応が検討されつつあり、今年度は活動を一時的に休止する動きと聞いている。
一方、国内においては、学術会議において研究炉小委員会(座長: 柴田徳思名誉教授)において、国内の研究炉のあり方についてより広い立場から検討が進められている。

ここでは、TWGRR でのこれまでの検討を軸に、国内外の現状を報告し、今後に向けた展望について報告する。

## 2. 研究炉を用いた材料照射研究

研究炉を用いた材料・燃料照射研究はマンハッタン計画を始めとした原子力開発当初より、各国で精力的に進められてきており、膨大なデータが蓄積されてきている。核分裂システムに限れば、最も実用システムに近い条件での照射が行えること、大きな照射スペースがあり大小様々な寸法の試験片を用いた照射が行えること、などの優れた特徴を有する。また、初期に問題となった、照射条件制御、再現性確保の問題については、特に、日本国内の研究が先導的役割を果たし、ここ３０年の間に目覚ましい進歩が見られ、原子炉照射の膨大な蓄積データと他のより制御が容易な照射データとの相関についても、初期のような暗闇の中で遠方の蝋燭の灯を探す状況からは一変している。一方、核融合炉を始めとする先進エネルギーシステムに対しては、中性子スペクトルが必ずしも適切ではないことなどの課題がある。ただし、この問題に関しても、同位体調整法、特殊各変換利用法などの照射技術開発が着実に進められてきている。

無計装単純照射を中心に始められた原子炉照射は、その後、計装・制御照射が中心となり、更に、オンラインその場計測照射が主流になりつつあり、得られるデータの豊饒性、信頼性は大きく改善されてきている。近々運転開始が見通される JHR 炉(仏国; ジュール・ホロビッツ炉)では、原則的にその場計装が照射の基本原則とされつつあるようである。福島事故を受けた過酷事象に対する研究においても、米国は長きにわたり運転停止状態にあったパルス黒鉛炉を用いた過渡現象のオンライン計装の再開を計画している。また、露国で計画の進む新型照射試験炉においても、照射ループを用いた計装・制御、その場測定が主要な研究手法として検討されている。国内では、JMTR がこの分野で世界的にも先導的な役割を担ってきて

おり、更には JOYO においても、計装・制御技術開発が積極的に進められてきた。これらの国内努力は、日米協力、日欧協力においても積極的に活用されてきており、この分野での日本の寄与は地味ながら高い国際的評価を受けてきている。

一方、原子炉照射技術の高度化は、結果として照射コストの多大なる上昇を引き起こしており、研究者の思い付き、創意工夫が直接、即応的な研究の実施には結びつかなくなってきている、という負の側面も指摘しなければいけない。これらの課題を克服する手段として、これまで以上の研究の組織化、複数の研究プロジェクトの協調、更にはより緊密な国際協力が不可欠となってきている。

3. 研究炉利用と国際協力

原子炉照射における国際協力は、OECD を基盤とするハルデン計画が嚆矢であろう。そこでは軽水炉の燃料・材料照射研究が長きにわたり国際協力として実施され、多大の成果が挙げられてきている。課題は、ハルデン計画が、個別の研究者からの限られたアクセスしかなく、個人興味をベースとした基礎分野での研究者が関与しにくいことであった。これについては、ハルデン(諾国)側も、近年改善に乗り出し、ハルデン計画の中で蓄積された最新の照射技術を広く提供する努力を行っている。炭化ケイ素複合材料を用いた新型被覆管開発研究に関連した動きはその一例である。

国内では、個別の組織が個別に海外の照射施設を利用することは長年行われてきていることであるが、1970 年代後半より、核融合開発の分野で組織的に米国の先進照射施設を利用することが行われてきた。RTNS-II 計画を始めとして日本原子力研究機構研究者と大学関連研究者が中心となり全日本的な組織を形成して日米協力が長期に渡り実施されてきている。この国際協力では多くの研究成果が挙げられてきたと同時に、若い世代の育成が計画的に図られてきたことは指摘すべき重要な成果である。現在、国内で核分裂、核融合を問わず、原子力システムで材料開発・研究に携わるほとんどすべての技術者・研究者が、若い時期にこの研究協力に携わった事実は極めて重要である。

翻って考えると、原子力関連の材料研究における人材育成においては原子炉照射が重要な結節点となってきた。この国内研究炉の利用組織がそのまま国際研究での研究炉利用に繋がっていった。この背景には、研究炉利用には、原子炉の運転管理者のみならず、利用者の貢献が極めて重要であることに先達が気付き、研究炉利用黎明期より、利用者の関与を積極的に図っていった事実がある。特に JMTR 利用にあたっては、単に管理者側にハードウエア管理、開発を委ね、利用者はそのハードウエアの単なる利用者に止まる、という一般的な体制をとらずに、利用者側も照射後試験設備を中心とし積極的に原子炉照射に関わっていった体制全体の枠組みを構築したことは極めて独創的な発想として深く敬意を表する。現在、米欧において研究炉利用の仕組みの見直しが積極的に図られているが、それらは日本が率先して整備した利用体制を強く意識したものであると自負する。関連して、米国ではアイダホ国立研究所を核として、研究炉を中心とする原子炉施設の共同利用が国内のみならず国際的な視野を持って進められており、日本の研究者に対しても門戸が開かれている。同時に、日本国内の研究炉共同利用の枠組みも外国に対して開かれたものになっていることは指摘したい。

国内の研究炉が１０年以上の長きにわたり停止した状態を調整するため、特に材料試験の中核をなす JMTR, JOYO の大学関連共同利用責任組織である東北大学金属材料研究所は国内研究炉が停止している間の補完、更にはこのような状況を梃として国際協力を進展させるべく、ここ１０年ほど、国際協力を通じた国外研究炉の利用を推進している。具体的には白国の BR-2、米国の HFIR の利用を進めてきている。長期にわたる定常的な共同利用を通じて相手側との緊密な連携が構築されてきている一方、国外炉利用の問題点も認識されつつあり、やはり、対等な国際協力には自国の高性能研究炉の稼働が不可欠であると認識

されている。

このように、各国、各極において、研究炉の利用が国際協力を視野に利用枠組みの見直しが進められている。JHR やロシアの提案する新研究炉においても、その利用形態は国際コンソーシアム形式をとろうとしている。この基本的背景は、運転・維持に必要な莫大なコストを国際的にシェアしようとするところにあり、必ずしも研究の国際協調とは直接結びついていないところが大きな問題と考える。しかしながら、研究炉建設・管理・運営には国からの多額な資金援助が不可欠であり、それに付随したナショナリズムを否定することは不可能であり、個々の国の利害得失と科学技術全体の利益得失を妥協させる優れたシステム開発が今後の重要課題となる。いたずらに研究の効率化を錦の御旗にして、特定のシナリオに基づく研究炉の専断的利用は厳に慎まなくてはならない。

4. 学術会議、IAEA からの提言

学術会議での議論に関しては第一期のとりまとめが既に公開されており、当然ながら研究炉の重要性、更には長期的には新たな研究炉の建設の可能性が指摘されている。一方、IAEA では各国の利害得失の調整は不可能に近いところから、各論併記、一般論的記述に終わらざるを得ないというのが当面の個人的感想ではある。しかしながら、現状を打破するための様々な提案が野心的な国々からなされてきている。それらの当面の取りまとめとして、ICERR(アイサー; International Center of Excellence on Research Reactors)なるものが提案されている。これは、IAEA が研究炉国際利用の核となり得る高度な設備とその利用ノウハウを有する組織を選定し、その組織が中心となって国際協力を推し進めようとするものであ。ただし、当初のアイデアである大型高出力研究炉を中心とした枠組みは多くの国からの反対を受け、小型研究炉も含めた枠組み、更には多極間の大掛かりな国際協力だけではなく、少数の国々が関与する小規模な協力も含めようとするのが直近の動きと理解する。今後の流れはかなり流動的かと推測する。

5. まとめ

研究炉を利用した材料照射研究は大掛かりな研究であり、材料研究者のみならず、運転管理者、原子炉技術者との緊密な連携がますます不可欠なものになってきている。欧米では研究者と技術者の分離が伝統的に強いことから、このことは認識されつつもあまり真剣に検討されてこなかったのがハルデンなどの少数の例外を除けば事実であった。しかし、日本からの問題提起をきっかけに、研究者、技術者、管理者間の交流が著しく進展し、原子炉材料照射は大きな前進を見てきている。一方でこのことは、原子炉材料照射の高コスト化、効率の低下に帰結しつつあり、それらの打破策としてますます国際協力が不可欠なものとなってきている。国内においては、自らを縛ることとなる国際協力に消極的な向きもあるが、流れの中では、自己の特徴を活かし、それを武器に自身の主張を他極に理解させて研究を進展させていく努力が今後一層望まれる。

Tatsuo Shikama

HIT

材料部会セッション「材料照射研究の現状と今後の展望」

# (2) 核破砕中性子源による材料照射研究

(2) Material irradiation research using the spallation neutron sources

菊地　賢司

茨城大学

**1. 核破砕材料研究のねらい**

高エネルギー陽子照射による構造材料特性の変化は、中性子照射（原子炉、核融合炉条件）の場合と同じか？異なるか？J-PARC、US-SNS、EU-SNS（当時）の大強度中性子源標的の寿命に及ぼす高エネルギー粒子照射の影響は何か？核破棄物の核変換システム（ADS）を想定した陽子ビーム窓材料の選定は？共通するのは、加速器駆動装置で使う材料の交換寿命と装置の成立性を見極めることが研究の狙いである。

**2. 利用する材料選定**

スイス PSI の核破砕中性子源標的（サイクロトロン 580MeV、0.8MW）を利用して、高エネルギー陽子照射の材料実験を開始した（1998 年)。核破砕中性子源の固体標的として歴史のあった W に着目し、パラメータをふるために単結晶、多結晶、高純度系の試料などを選定し、照射材の準備を行った（科研費「長寿命核破砕中'性子源用ターゲットの開発」(川合代表))。Ta は崩壊熱が MW 級中性子源では高く、単独の使用ではなく、W 標的の高速度水流下でのエロージョン防止被覆材として選定した。他に固体標的では金も取り上げた。実際そのような議論が施設建設であった。

液体金属中性子源標的としての水銀、鉛ビスマス自体の利用価値は、“材料損傷”が考慮不要の点と除熱の熱媒体として使える点にあり、材料照射研究対象は、標的閉じ込め容器材料となる。我が国に蓄積された核融合材料研究等の蓄積を元に、オーステナイト鋼と FM 鋼の材料に着目して研究を展開した。

**2. 照射後試験研究**

J-PARC と PSI が覚え書きを交わし、旧原研の東海 HL に照射材を輸送し管理した。機械試験、金相試験、電顕、残留軽核ガス測定、陽電子消滅試験を、専門家の協力を得て実施した。機械荷重による引張りは、ゲージ部の伸びの直接測定から歪みを割り出すこと、疲労強度は板の曲げ疲労特性で、核発熱と熱応力制限に起因する。他にシャルピーは DBTT 評価のため実施された。最近の研究では、2006 年に 580MeV 陽子を流動鉛ビスマス核破砕標的に入射する実験を行い、実部材の照射後試験で ADS に関連する先駆的な研究が継続中である。中性子源である水銀標的の使用済み材料の照射後の追跡型研究も実施されている。

**3. 研究結果と今後の課題**

原子の弾き出し数に対する中性子照射材と比較すると、オーステナイト鋼の延性の低下が大きい。溶接金属（EBW）の延性の低下が著しく、重要な結論は、溶接部に陽子ビームを直接当てない事である。FM 鋼では、DBTT の上昇が極めて大きく（Yong Dai)、引張試験後の破面も 1800appmHe で粒界破面の報告がある。同様な照射条件で JPCA では粒内破面であった事に注目している。軽核ガス生成量は陽子ビーム利用標的の体系で異なる。評価には PHITS 等の計算結果が必要である。研究課題は、残留ガス効果、液体重金属効果である。成果詳細は、JNM の論文（IWSMT 発表)、概要記載は科研費「材料損傷機構の実験および理論による包括的研究と高エネルギー量子ビーム場用材料開発」(川合代表）報告書にある。

---

Kenji Kikuchi

Ibaraki University

材料部会セッション「材料照射研究の現状と今後の展望」

# (3) イオン加速器による材料照射研究

(3) Material irradiation research using the ion accelerators

阿部弘亨
東京大学

## 1. 序論

イオン照射法を用いた材料研究には長い歴史がある。特に中性子照射の模擬手法としてイオン照射法が期待されることは良く知られているところであり、様々な研究者によって提案された相関式や実験手法がある。しかし、イオン照射と中性子照射の間には、両者の実験的制約条件や、想定する実機（核融合炉や核分裂炉）環境との差異に起因した大きな隔たりがあり、必ずしも模擬手法として確立することができているわけではない。一方で、イオン照射法では、加速器の性能や照射技術の向上、さらにはその場観察／分析法の開発などが著しく、基礎的観点での知見取得に大きな貢献を果たしている。本稿においては、イオン照射法の最近の高度化や関連するその場を含む観察／分析法に関する知見を収集し、浅学菲才ながらこれらの課題と展望について議論したい。

## 2. 議論の対象

議論の対象として以下の点を挙げることができる。

・イオン加速器照射技術の向上
・その場観察／分析技術開発
・中性子照射環境模擬に関する研究

上記項目は、いずれも最後の項目に収斂するように整理する。

照射技術の向上の中には、例えば照射相関法など、日本を中心とした諸先輩方の努力の片鱗をまとめるとともに、課題を整理する。また、その場観察技術についても格子欠陥基礎研究だけでなく、照射誘起相変態や PKA スペクトル効果の抽出を図った研究などについてまとめる。さらに、イオン照射効果との比較を図るという意味で、中性子照射研究において実施が望まれる実験等についても問題提起をしたい。

Hiroaki Abe
The University of Tokyo

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [2B09-12] Structure materials

Chair: Kenta Murakami (Univ. of Tokyo)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2B09] Tensile fracture behavior at grain boundary in neutron-irradiated stainless steels (2)

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1.Instuitute of Nuclear Safety System)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2B10] Grain boundary oxidation of 3 dpa neutron-irradiated stainless steels in high temperature water

*Takuya Fukumura[1], Koji Fukuya[1], Katsuhiko Fujii[1], Terumitsu Miura[1], Yuji Kitsunai[2] (1.INSS, 2.NFD)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2B11] Mechanical property of ferritic composite for DEMO

*Yuki Sawa[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1], Terumitsu Imanishi[2] (1.Graduate School of Engineering, Hokkaido University, 2.Technology Research Association for Single Wall Carbon Nanotubes)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2B12] A research on material degradation by using Hamaoka unit-1

Tadashi Yamasaki[1], *Hideki Yuya[1] (1.Chubu Electric Power Co., Inc.)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# 照射ステンレス鋼の粒界部の引張破壊挙動（2）

Tensile fracture behavior at grain boundary in neutron-irradiated stainless steels (2)

*三浦照光、藤井克彦、福谷耕司
原子力安全システム研究所

17dpa 照射されたフラックスシンブルチューブ（FTT）材の粒界部の引張破壊挙動を超微小引張試験で調べ、延性と粒界の混合破面を確認した。74dpa 照射 FTT 材と比べ、低い照射量では粒界破壊が生じ難いことを確認した。また、前報の 19dpa 照射バッフルフォーマボルト（BFB）材と比べて粒界破壊し易い可能性が示唆された。

**キーワード：**ステンレス鋼、中性子照射、粒界破壊、超微小引張試験、照射誘起応力腐食割れ

## 1. 緒言

前報[1]に引き続き，FTT 材と BFB 材の IASCC 挙動の違いについて、粒界部の破壊挙動の観点から検討を行った。前報では 19dpa 照射された BFB 材の粒界部の引張破壊挙動を超微小引張試験により調べ、粒界破面と思われる平坦な破面が一部認められたものの、74dpa 照射 FTT 材で示された全面粒界破面[2]のような粒界破壊は生じないことを報告した。粒界部の破壊挙動に照射量と材料による違いが影響している可能性が示唆されたことから、本報告では 17dpa 照射 FTT 材で試験するとともに 19dpa 照射 BFB 材の破壊挙動を詳細に調べた。

## 2. 試験

17dpa 照射された FTT 材から、大傾角粒界 1 個を含む超微小引張試験片（8×4×2μm）を FIB/SEM（HITACHI NB5000）を用いて作製した。粒界面を試験片中央に応力軸に対して垂直に配し、スリットを導入して粒界部の大きさを 0.3×2μm とした後、FIB/SEM 内で室温にて引張試験した。試験後、破面を SEM 観察するとともに破壊の様子を詳細に調べるため、前報で試験した 19dpa 照射 BFB 材とともに、断面 TEM 観察を行った。

## 3. 結果

粒界部は 8%程度伸びた後に破断し、破断時の荷重は 900μN であった。破面は絞られ、延性破面の様相であったが、破面の中央部に 19dpa 照射 BFB 材と同様の平坦部が確認された。粒界部の断面 TEM 像を BFB 材とともに図に示した。破面周辺をナノディフラクションで調べた結果、FTT 材の平坦部は粒界であることがわかった。一方、BFB 材では平坦部は粒界と異なっており、粒内で破壊したことがわかった。74dpa 照射 FTT 材では同試験で全面粒界破面を呈しており[2]、照射量の低下により粒界破壊が生じ難くなることを確認した。また、照射量が同程度の BFB 材と比較して、FTT 材の方が粒界破壊し易い可能性が示唆された。

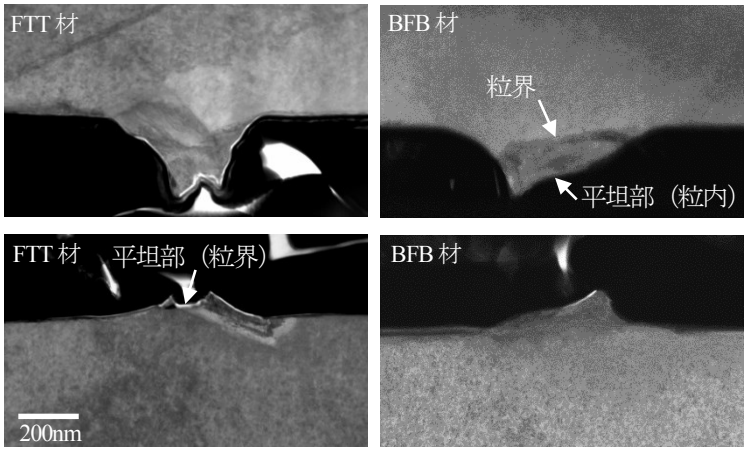



図　粒界部の断面 TEM 像

**参考文献**

[1] 藤井他, 日本原子力学会 2016 年春の年会, 2H08.　[2] 三浦他, INSS JOURNAL, 19 (2012) pp. 155-165.

*Terumitsu Miura, Katsuhiko Fujii, Koji Fukuya

Instuitute of Nuclear Safety System

# 高温水中における 3 dpa 中性子照射ステンレス鋼の粒界酸化

Grain boundary oxidation of 3 dpa neutron-irradiated stainless steels in high temperature water

*福村　卓也[1]，福谷　耕司[1]，藤井　克彦[1]，三浦　照光[1]，橘内　裕寿[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]日本核燃料開発

3 dpa まで中性子照射された 316 ステンレス鋼を PWR 一次冷却材模擬環境中で腐食試験後，粒界部のミクロ組織を分析した結果，粒界酸化を確認した。3 dpa 照射材の粒界酸化長さは同時に腐食試験した 73 dpa 照射材に比べて短く，照射量の増加により粒界酸化長さも増加することが分かった。

**キーワード**：IASCC，粒界酸化，　316 ステンレス鋼，腐食，PWR

## 1. 緒言

照射による腐食挙動の変化は IASCC に関係していると考えられることから，IASCC メカニズム解明には，照射材の酸化挙動の把握が重要になる。前報[1]では実機 PWR で照射された 316 ステンレス鋼製フラックスシンブルチューブ（FTT）に定荷重を負荷したまま，温度 320℃の PWR 一次冷却材模擬環境中で 1149 時間の腐食試験を行い，73 dpa 照射材で粒界酸化が確認されるなどの知見を報告した。本研究では同時に腐食試験した 3 dpa 照射材の粒界酸化状況を詳細に調べ，粒界酸化長さや粒界組成変化に対する照射量や応力の影響について調べた。

## 2. 試験

本研究では前報で腐食試験に供した 3 dpa 照射材の引張応力（400 MPa）部と応力中立部から粒界を含む薄膜試料を集束イオンビームで作製し，透過電子顕微鏡(TEM)による粒界の断面観察とエネルギー分散型 X 線(EDS)分析を行った。今回分析に供した材料の照射量，照射温度，照射速度はそれぞれ 3 dpa，323℃，$8.7\times10^{-9}$ dpa/s である。

## 3. 結果と考察

図 1 の断面 TEM(Z コントラスト)観察例に示すように，試験片表面粒界に沿ってコントラストの濃い酸化物が観察された。表面の酸化物は Cr リッチな微細なスピネル構造の内層と Fe リッチな外層の 2 層構造である。粒界酸化部では表面酸化物に比べて不明瞭なリング状の回折パターンが観察された。粒界 9 個を観察した結果，ほぼすべての粒界で平均長さ 100 nm の粒界酸化が観察され，3 dpa という比較的低照射量から粒界酸化が起こることが確認された。前報[1]にて 73 dpa 照射材の 4 個の粒界で平均 400 nm の粒界酸化が観察されており，照射量の増加により粒界酸化長さが増加することが分かった。応力の影響に関しては，引張応力の有無による粒界酸化長さの違いは確認されなかった。図 1 で観察した粒界酸化部と粒界酸化前方の粒界の組成変化を EDS で分析した結果，図 2 に示すように粒界酸化部の粒界は Cr が濃化し，Ni と Fe が欠乏しており，Cr リッチな酸化物であった。また，粒界酸化前方の粒界上は Ni が濃化していた。これらの粒界組成変化には照射量や応力の影響は確認されなかった。照射量が 3 dpa から 73 dpa に増加することにより，粒界の Cr 濃度が約 14 から 12 wt%へ Ni 濃度が約 20 から 25 wt%に粒界組成が変化しており[2]，照射誘起偏析の進行が粒界の腐食特性を変化させ，粒界酸化長さの増加と関係していることが考えられる。

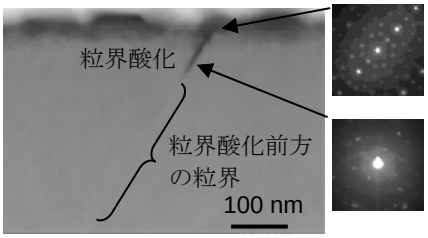



図 1　断面 Z コントラストおよび電子線回折

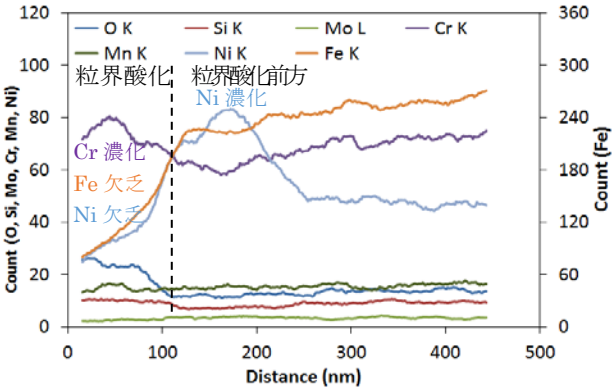



図 2　粒界組成変化 EDS

**参考文献**

[1] 福村卓也，福谷耕司，藤井克彦，三浦照光，橘内裕寿，日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集，I26，2015.
[2] K. Fukuya, K. Fujii, M. Nishioka and Y. Kitsunai, J. Nucl. Sci. Technol., 43(2006)159.

*Takuya Fukumura[1], Koji Fukuya[1], Katsuhiko Fujii[1], Terumitsu Miura[1] and Yuji Kitsunai[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.

# DEMO 炉用鉄系複合材料の機械的特性

## Mechanical properties of ferritic composite for DEMO

*佐和 雄樹[1]、橋本 直幸[1]、礒部 繁人[1]、今西 輝光[2]
[1]北海道大学, [2]単層 CNT 研究機構

低放射化フェライト/マルテンサイト鋼 F82H は、耐照射性に優れている反面、熱伝導率が低いという欠点が挙げられる。当研究室では、粉末冶金法により、F82H と高熱伝導率のカーボンファイバーとで複合材料作製し、F82H の熱伝導率の向上を試みており、本研究では、F82H 複合材料の機械的特性を評価した。

**キーワード：**低放射化フェライト/マルテンサイト鋼、機械的特性

### 1. 諸言

核融合実証炉（DEMO 炉）のプラズマ対向機器材料の候補材料である低放射化フェライト鋼 F82H の熱伝導率は 30W/m・K 以下であり、熱交換機器への使用には不安が残る。当研究室では、F82H にカーボンファイバー(以下 CF)とカーボンナノチューブ(以下 CNT)を添加した複合材料の試作を重ねた結果、F82H-30vol.%CF-0.2vol.%CNT（以下 F82H 複合材料）は F82H の約 1.7 倍の熱伝導率を示した。さらに、この複合材料について機械的特性の評価も進めており、本研究では、F82H ならびに F82H 複合材料の硬さおよび引張強度を調査した。

### 2. 方法

粉末の F82H(φ~125μm)および乳鉢で混合した F82H-30vol.%CF-0.2%CNT（以下 F82H 複合材料）2 種類の試料を、放電プラズマ焼結器(SPS)で圧力 40MPa、焼結保持温度 950℃~1000℃、焼結保持時間 10~60min で焼結した。焼結体表面をバフ研磨により平滑化し、ナノインデンターおよびビッカース硬度試験器を用いて硬度試験を行った。また、焼結体からミニチュア試験片(SS-J1)を作製し、F82H バルク材と F82H 複合材料の引張特性を比較した。

### 3. 結果・考察

F82H のビッカース硬度は、焼結保持温度及び焼結保持時間の増加に伴い上昇した。また、引張強度については、焼結保持温度と焼結保持時間の増加に伴い、引張強さ及び破断伸びの増加傾向が見られた(図 1)。図 2 に、焼結保持温度・保持時間がそれぞれ(a)950℃,10min, (b)1000℃,60min で作製された F82H 粉末の引張試験後の破断面を示す。これより、焼結体から作製した試験片は粉末 F82H 粒子の凝集体であり、保持温度および保持時間の増加が良好な焼結体の形成に大きく寄与したことが分かる。つまり、引張試験から得られた引張強度および破断伸びの増加は、粉末粒子同士の接合強度の上昇を反映していると言える。

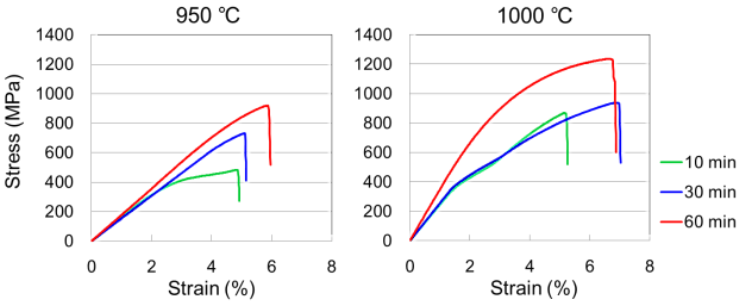



図 1. 様々な焼結条件で作製された F82H の応力ーひずみ曲線

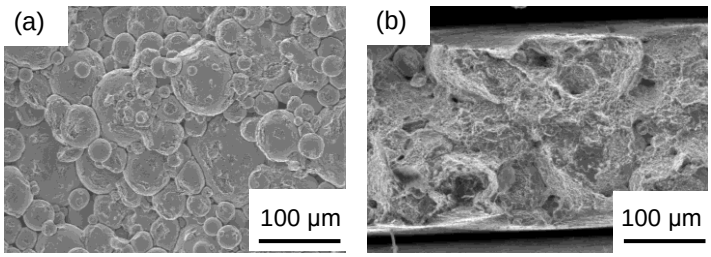



図 2. (a)950℃,10min (b)1000℃,60min で焼結された F82H 粉末の引張試験後の破断面

*Yuki Sawa[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1] and Terumitsu Imanishi[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]Research Association for Single Wall Carbon Nanotubes

# 浜岡１号機を活用した材料の長期健全性研究

A research on material degradation by using Hamaoka unit-1

*山﨑 直[1]，熊野 秀樹[1]

[1]中部電力株式会社 原子力安全技術研究所

浜岡原子力発電所１号機（以下、浜岡１号機）は現在廃止措置中であり、供用中は不可能な実機構造物の破壊調査が可能な状況にあり、現行照射脆化管理手法の再確認や実機破壊裕度の把握を行うことは有意義である[1]。今回、平成 26 年に開始した浜岡１号機原子炉圧力容器の調査・研究を紹介する。

**キーワード：**浜岡原子力発電所，廃止措置，原子炉圧力容器，照射脆化，ボートサンプル，機械試験

## 1. 緒言

浜岡１号機は平成 21 年から廃止措置過程にあり、廃止措置に必要な原子炉等構造物の放射能調査のためのサンプル採取装置を独自に開発した経緯にある。当社は、本装置を材料健全性確認のために活用することを計画し、運転中には破壊調査ができない原子炉圧力容器を研究対象とした。

## 2. 研究計画と進捗状況

### 2-1. 研究計画

浜岡１号機の原子炉圧力容器から採取できるボートサンプルは高速中性子照射量（E>1MeV）が $2\times10^{18}$n/cm$^2$ 未満と比較的小さいことから、本調査研究は、その照射量での現行管理方法の再確認や破壊裕度の確認を主眼とした。また、ボートサンプルの厚み（原子炉の内面からの深さ）は数センチまでとなる点を考慮し、原子炉内面クラッド近傍の材質・強度の特異性に着目することとした。

### 2-2. 実機サンプリング

浜岡１号機の原子炉圧力容器において中性子照射量の高い胴板は 2 枚の圧延鋼板の縦溶接で製作され、かつ監視試験片が 0°側の板と同じチャージから作製されている。したがってボートサンプルは 0°側の板から採取した。なお、採取高さ位置はあらかじめ試算した中性子束分布を参考に、中性子束が最大となる付近とした。採取したボートサンプル数は最大中性子束付近の縦 7 か所×2 列で合計 14 個とした。

### 2-3. 材料基礎特性試験

浜岡１号機の UT 検査用ブロック（内面クラッド付き原子炉圧力容器ブロック材）は、今回調査・研究対象となる内面クラッド直下の原子炉圧力容器母材の供用（照射）前の状況を知る貴重な試料であるため、硬さ分布等の基礎機械特性の確認を行うこととした。

### 2-4. 今後の予定

今後は、国の補助事業[2]に採択され本年 1～3 月で実施した材料基礎特性試験の結果をまとめるとともに、実機サンプルのミクロ組織観察、破壊靭性試験等の機械試験を行っていく予定である。

## 3. 結論

今回の結果からはクラッド直下の母材の特性が把握できた。また、調査・試験の推進の支障となる事項は見つからなかった。今後ともクラッド近傍組織の特異性に注意を払いながら研究を推進する。

**参考文献（公開 URL）**

[1] http://www.chuden.co.jp/corporate/publicity/pub_release/teirei/3253015_19407.html

[2] http://www.enecho.meti.go.jp/appli/public_offer_result/1601/160105a/

---

*Tadashi Yamasaki[1] and Hideki Yuya[1]

[1]Chubu Electric Power Co. Inc. Nuclear Safety Research & Development Center

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

Thu. Sep 8, 2016 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [2B13-16] Fuel property

Chair: Ken Kurosaki (Osaka Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

### [2B13] Oxygen vacancy ordering in $CeO_{2-x}$

*Kenji Konashi[1], Kenta Yoshida[1], Tadao Yato[1], Yasuyoshi Nagai[1], Masato Kato[2], Kazuki Mori[3] (1.Tohoku Univ., 2.JAEA, 3.CTC)

---

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [2B14] Oxygen self diffusion coefficients in mixed oxide fuel

*Masashi Watanabe[1], Masato Kato[1], Takeo Sunaoshi[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection Development Company)

---

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [2B15] Development of fast measuerement system for melting point of nuclear fuels

Laser surface melting and emissivity measurement with integrating sphere

*Makoto Harada[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Takashi Hirosawa[2], Isamu Sato[3] (1.Kyushu University Faculty of Engineering, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Tokyo Institute of Technology)

---

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [2B16] First-principles calculations of thermal conductivity of nuclear fuels

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# $CeO_{2-x}$における酸素空孔の秩序化

Oxygen vacancy ordering in $CeO_{2-x}$

*小無 健司[1]，吉田 健太[1]，八登 唯夫[1]，永井 康介[1]，加藤 正人[2]，森 一樹[3]
[1]東北大学，[2]原子力機構，[3]CTC

低 O/Ce 比のセリウム酸化物($CeO_{2-x}$)における酸素空孔の秩序化を球面収差補正透過電子顕微鏡法(AC-TEM)により初めて見出した。

**キーワード**：透過電子顕微鏡，核燃料，酸素空孔

## 1. 緒言

$CeO_{2-x}$ は非放射性物質でありその取り扱いの容易さからプルトニウム酸化物($PuO_{2-x}$)の代替物質として研究に利用される。$CeO_{2-x}$ は、酸素不足型の不定比性化合物であり酸素空孔を含んだ不完全結晶である。その O/Ce 比は化学的性質（酸素ポテンシャル等）や熱的性質（比熱等）に大きな影響を及ぼす。これまで酸素空孔について理論的手法（第一原理計算）、実験的手法（ラマン分光法、XAFS）を用いて微視的観点から研究してきた[1]。本研究では、透過電子顕微鏡を用いて $CeO_{2-x}$ の酸素空孔を直接観察した。

## 2. 球面収差補正透過電子顕微鏡観察

球面収差補正透過電子顕微鏡法(AC-TEM)は酸素原子など軽元素の欠陥構造を視角化できる観察法である[2]。実験試料には、焼結 $CeO_2$ ペレットを低酸素雰囲気で還元しそれを粉砕して用いた。還元および未還元の酸素原子カラムを AC-TEM により直視観察した。図 1(a)に示されるような粉砕試料片の観察領域において、<100>晶帯軸入射に傾斜し(図 1(b))、80 万倍の結晶構造像を取得した。その結果、還元 $CeO_{2-x}$ には、未還元の $CeO_2$ には存在しない周期的な欠陥構造（図 2 中矢印）が観察された。この欠陥構造は、画像シミュレーターで計算した理論的な結晶構造像との比較することで、酸素欠陥の秩序化を示唆した。また、GPA アルゴリズムを用いた 2 次元的な歪み分布解析は $CeO_2$ に結晶粒内に1～2%の均一な格子の膨張が現れていることを明らかにした。

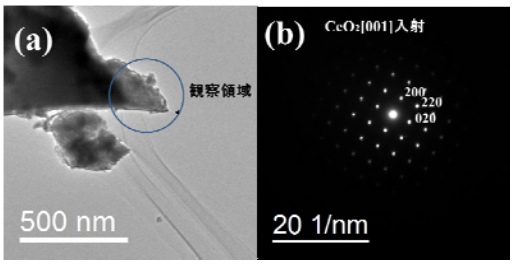



図 1 (a)低倍率 TEM、(b)制限視野回折図形

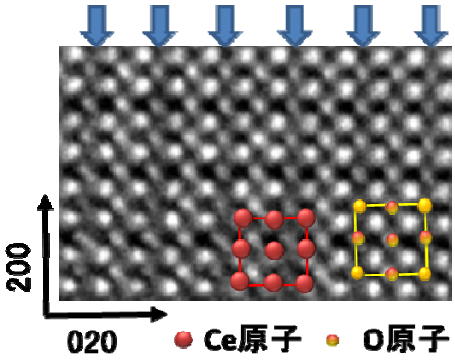



図 2 還元 $CeO_{2-x}$ の AC-TEM 像

## 3. 考察

第一原理計算結果[1]によれば、酸素空孔の生成によって Ce-O 間の化学結合が切断されることにより、酸素空孔に最近接の 4 つの Ce は酸素空孔から一様に遠ざかる方向に移動する。一方、酸素空孔に最近接の 6 つの O 原子は、酸素空孔を埋めるために酸素空孔に一様に近づく方向に移動する。このように酸素空孔の周りの原子が空間対称性良く変位するため結晶構造が変わらず空孔が秩序化したものと考えられる。

## 4. 結論

本研究では、原子カラムの空間分解能を有する AC-TEM を $CeO_{2-x}$ に適用し、酸素還元初期過程における酸素空孔の秩序化を直視観察することに成功した。

## 参考文献

[1] 小無他、「酸化物核燃料における酸素空孔のナノ解析」、日本原子力学会 2016 春の年会、3G09.

[2] K. Yoshida, T. Kawai, T. Nambara, S. Tanemura, K. Saitoh and N. Tanaka, Nanotech., 17 (2006) 3944-3950.

*Kenji Konashi[1], Kenta Yoshida[1], Noboru Yato[1], Yasuyoshi Nagai[1], Masato Kato[2], Kazuki Mori[3], [1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]CTC

# MOX の酸素自己拡散係数

Oxygen self-diffusion coefficients in mixed oxide fuel

*渡部 雅[1]，加藤 正人[1]，砂押 剛雄[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社

混合酸化物（MOX）燃料の酸素自己拡散係数を $H_2/H_2O$ 雰囲気下で同位体交換法により測定することに世界で初めて成功した。本測定結果とこれまで JAEA で取得した酸素化学拡散係数の結果を整理し、格子欠陥の活性化エンタルピーの観点から考察した。

**キーワード：**自己拡散係数、混合酸化物燃料、同位体交換法

## 1. 緒言

MOX 燃料の焼結挙動、酸化・還元反応及び酸素再分布といった現象は燃料中の酸素拡散によって支配されており、本現象を把握することは非常に重要である。しかしながら、MOX 燃料における酸素自己拡散係数($D^*$)の測定はほとんど報告されていない。従って、本研究では MOX 燃料の酸素自己拡散係数を $^{18}O$ 同位体交換法と熱重量法を組み合わせ測定することを試みた。また、これまで JAEA にて取得された MOX 燃料の酸素化学拡散係数と本測定結果を整理し、格子欠陥の活性化エンタルピーの観点から考察を行う。

## 2. 実験

本試験では，マイクロ波直接加熱脱硝(MH)法よって得た MOX 粉末を原料として，$(U_{0.8}Pu_{0.2})O_2$ の組成を有する焼結ペレットを作製した。酸素自己拡散係数は、熱天秤を用いて $^{18}O$ 同位体交換による熱重量変化から算出した。なお測定温度は 1673、1773 及び 1873 K とし、熱天秤内で酸素・金属(O/M)比を一定に保ちながら測定を実施した。

## 3. 結果・考察

図 1 に酸素化学拡散係数及び酸素自己拡散係数の測定値を O/M 比に対してプロットしたものを示す。酸素自己拡散係数は酸素化学拡散係数よりも小さい値を有しており、$UO_{2+x}$ や $PuO_{2-x}$ で報告されている傾向[1]と一致する。また、酸素格子間原子及び酸素空孔の活性化エンタルピー($\Delta_m H_{oi}$、$\Delta_m H_{vo}$)を $UO_{2+x}$ 及び $PuO_{2-x}$ の先行研究[1, 2]を参考にそれぞれ 100 kJ/mol 及び 40 kJ/mol と仮定し、拡散係数の計算を行ったところ、図 1 の実線及び破線が得られた。この結果から、MOX における酸素欠陥の活性化エンタルピーは、$UO_2$ の $\Delta_m H_{oi}$ 及び $PuO_2$ の $\Delta_m H_{vo}$ と大きく乖離していないと推察される。

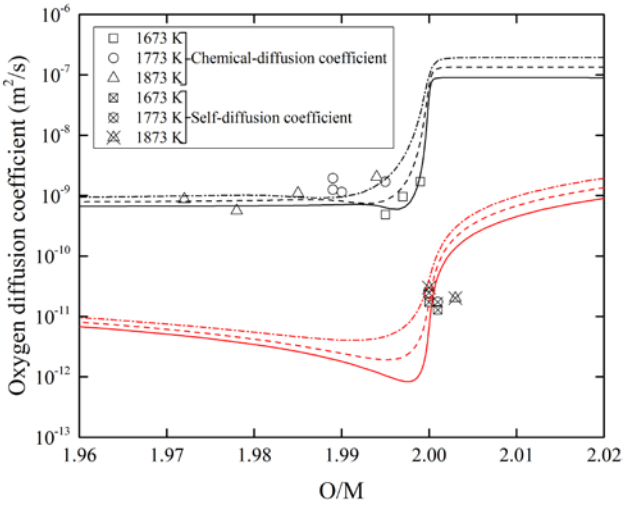



図 1　$(U_{0.8}Pu_{0.2})O_{2\pm x}$ の酸素化学拡散係数及び酸素自己拡散係数（実線、破線は計算結果を示す。）

### 参考文献

[1] K. Ando and Y. Oishi, J. Nucl. Sci. Technol., 20 (1993) pp. 973-982
[2] C. Berthinier, et al., J. Nucl. Mater., 433 (2013) 265-286

*Masashi Watanabe[1], Masato Kato[1] and Takeo Sunaoshi[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company Ltd.

# 核燃料の融点高速測定手法の開発
## －レーザー局所加熱と積分球による放射率測定－

Development of fast measurement system for melting point of nuclear fuels
- Laser surface melting and emissivity measurement with integrating sphere -

*原田 誠[1]，有馬 立身[1]，出光 一哉[1]，稲垣 八穂広[1]，廣沢 孝志[2]，佐藤 勇[3]
[1]九大院工，[2]原子力機構，[3]東工大

Pu 含有燃料および過酷事故で生じた燃料デブリの融点測定手法として、レーザー局所加熱法と積分球による放射率測定を組み合わせた装置を開発している。試料として白金を用いた結果について報告する。
**キーワード：**核燃料、融点、放射率、レーザー局所加熱、積分球

**1. 緒言**　原子炉の安全性向上および過酷事故の事象進展を解析する上で核燃料の融点評価は重要である。本研究ではレーザー局所加熱[1]を用いた融点測定に着目した。この方法は無容器法であり、短時間測定が可能となるが、試料の放射率による温度補正が必要となる。そこでレーザー局所加熱法と積分球による放射率測定を組み合わせた装置を開発している。

**2. 実験**　本装置では、試料表面の一部を高出力パルスレーザーにより溶融させ、凝固時に生じる熱停留点を放射温度計により測定する。この際、試料溶融部にパルス状のプローブ光を照射し、積分球内で拡散された反射光を検出することで反射率ρを得る。放射率εをε＝1–ρ から求め、熱停留点の測定温度を補正し融点を評価する。融点・放射率同時測定装置を図 1 に示す。試料には白金（約 3×3mm 厚さ 0.1mm）を用いた。

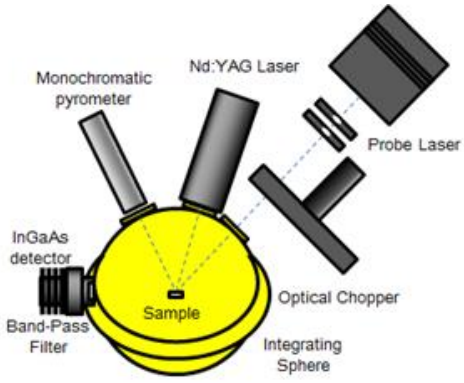


図 1. 融点・放射率同時測定装置

**3. 結果・考察**　白金の融点・放射率同時測定結果を図 2 に示す。128ms－135ms において熱停留点が観察され、測定温度は 1503K であった。熱停留点における光検出器の出力を解析すると ε＝0.236 となり、融点は 2010K と評価された。文献値 2042K[2]と比較して低い値となったのは反射率測定の不確かさが主な要因だと考えられる。また、加熱レーザーの出力を調節することで、①液体状態の保持、②冷却時の温度勾配の緩和、③熱停留点における反射光の測定精度の向上が期待できることが分った。

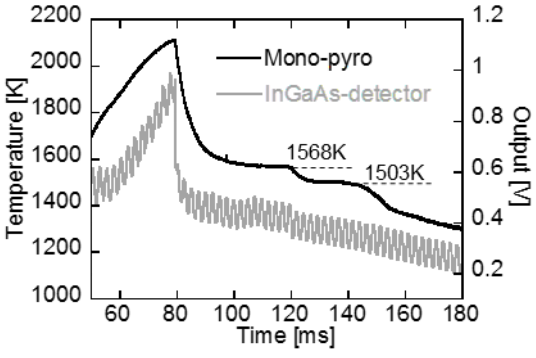


図 2. Pt 融点・放射率同時測定結果

**参考文献**

[1] D. Manara, et al.: Rev. Sci. Instrum., **79** (2008) 113901.
[2] T. B. Massalski, “Binary Alloy Phase Diagrams”, ASM International, (1990).

本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として、福井大学から再委託を受けた九州大学が実施した平成 27 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果を含みます。

*Makoto Harada[1], Tatsumi Arima[1] , Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Takashi Hiosawa[2], Isamu Sato[3]
[1]Kyushu University, Faculty of Engineering, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Tokyo Institute of Technology

# 第一原理計算による核燃料の熱伝導率評価

First-principles calculations of thermal conductivity of nuclear fuels

*中村 博樹，町田 昌彦
日本原子力研究開発機構

核燃料の熱物性に関する知見を得ることは燃料開発において重要な役割を果たす。特に熱伝導率は最も重要な熱物性の 1 つである。本研究では、経験的なパラメータを必要としない第一原理計算によって、核燃料の主要成分である二酸化プルトニウムなどの熱伝導率を評価した。

**キーワード：**酸化物燃料、第一原理計算、熱伝導率

## 1. 緒言

MOX 燃料を始めとする二酸化アクチニドは取り扱いの制限や高温での実験の困難さのため、測定によって詳細な物性を得ることが簡単ではない。それゆえに、数値計算によって測定された物性値の精度を補間していくことは燃料開発やシビアアクシデントの解析において重要な役割を担ってくる。特に燃料開発において重要となってくる熱物性値は熱伝導率である。これまでにも、分子動力学計算を用いた熱伝導率の評価が多く行われてきた、しかし、通常の古典分子動力学計算では原子間ポテンシャルを経験的に決めることが多く、定量的な評価に関してはポテンシャル依存性が強い結果となっていた。前回の学会では、第一原理計算を用いて二酸化トリウムの熱伝導率を評価し、実験をよく再現することを確認した。そこで、本発表では、同様の手法を二酸化プルトニウムなどの主要な核燃料成分に応用し、その定量的な信頼性を調べる。

## 2. 計算方法

熱伝導率は、前回の学会発表と同様に第一原理計算で非調和格子振動を算出し、それを基に熱伝導率を評価した。第一原理計算に対しては強相関効果とスピン軌道相互作用の効果を考慮した方法を用いた。第一原理計算に対しては VASP コード[1]、フォノンの非調和項と熱伝導率の評価には ALAMODE パッケージ[2]を採用した。

## 3. 結果・考察

二酸化プルトニウムの熱伝導率の計算結果を図に示した。図にあるように文献値[3]と同程度の値を計算できた。発表では二酸化プルトニウム以外の二酸化アクチニドや MOX 燃料についても考察する。

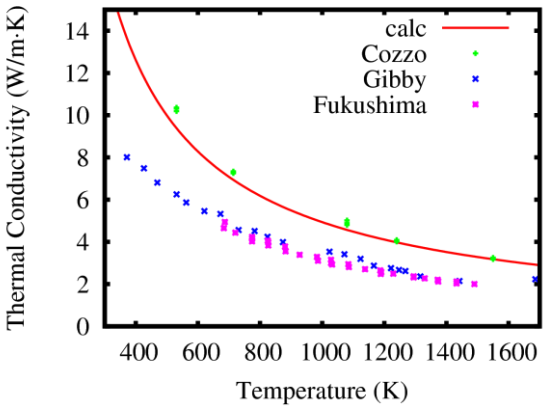



図 1 ：$PuO_2$ の熱伝導率の計算結果

## 参考文献

[1] G. Kresse and J. Furthmüller, Phys. Rev. B54, 11169 (1996).

[2] T. Tadano, Y. Gohda, and S. Tsuneyuki, J. Phys.: Condens. Matter 26, 225402 (2014).

[3] J. Cozzeo et al., J. Nucl. Mater. 416 (2011) 135; R.L. Gibby, J. Nucl. Mater. 38 (1971) 163; S. Fukushima et al., J. Nucl. Mater. 114 (1983) 260.

---

*Hiroki Nakamura[1], and Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

Thu. Sep 8, 2016 4:55 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [2B17-20] Fundamental property

Chair: Isamu Sato (Tokyo Tech)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

### [2B17] Evaluation of FP Chemistry under Severe Accident Conditions with Focuses on the Effects of BWR Control Material

(6)Oxidation behavior of $B_4C$/SS/Zry mixed melts phases

*Fidelma Giulia Di Lemma[1], Shuhei Miwa[1], Juntaro Takada[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1] (1.JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

### [2B18] Thermal and Mechanical Properties for alpha-$MoSi_2$

*Afiqa Mohamad[1], Yuji Ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,2] (1.Osaka University, 2.Research Institute Of Nuclear Engineering, University of Fukui)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

### [2B19] Development of Passive Debris Cooling System

High Temperature Thermal Properties of Heat Resisting Materials

*Satoru KUBOYA[1], Yutaka Ishiwata[1], Isao Sakaki[1], Tadashi Fujii[2], Takafumi Tsuji[3], Hiromichi Watanabe[4], Megumi Akoshima[4] (1.Toshiba, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, 3.CHUBU Electric Power Co., 4.National Institute of Advanced Industrial Science and Technology)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

### [2B20] Characterization of $Y_2Ti_2O_7$ as a coating material for fuel claddings

*Yosuke Seto[1], Hiroaki Muta[1], Kan Sakamoto[2], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1.Osaka Univ., 2.Nippon Nuclear Fuel Development , 3.Fukui Univ.)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# Evaluation of FP Chemistry under Severe Accident Conditions with Focus on the Effects of BWR Control Material
## (6) Oxidation behavior of $B_4C$/SS/Zry mixed melts phases

*Fidelma Giulia Di Lemma[1], Shuhei Miwa[1], Juntaro Takada[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1]
[1]JAEA

This work describes the oxidation and vaporization behaviors from simple Fe-B phases ($Fe_2B$, FeB) under steam conditions, which contributes to the experimental determination of boron (B) release kinetics from B-containing complex melts ($B_4C$/SS/Zry) during a severe accident. The oxidation and vaporization behavior of these samples was found to be influenced by their B/Fe ratio and by the formation of Fe-B-O compounds.

Keywords: $B_4C$-SS-Zry, Oxidation, Steam, Severe Accident, Boron Release Kinetics

### 1. Introduction

During a BWR Severe Accident (SA), B-containing complex melts ($B_4C$/SS/Zry) can be formed due to the interaction of the control rods with the cladding and structural materials. This can affect B release kinetics, decreasing it by the formation of less volatile Fe-B (or Zr-B) compounds, and could consequently influence the fission product behavior [1]. While reliable set of data and models exist for the behavior of $B_4C$ under SA conditions, those for $B_4C$/SS/Zry melts are limited and only qualitative [2]. The aim of our studies is to acquire kinetic data for the B release and oxidation of these complex phases. Such results will provide data to improve SA codes models. In this work, the oxidation and vaporization behaviors were investigated on simple representative Fe-B compounds [1].

### 2. Experimental

The B-ReK (Boron Release Kinetics) facility was applied for these experiments, which consists of a TGA (ThermoGravimetric Analyzer) connected to a customized steam generator. FeB and $Fe_2B$ samples were prepared by powder metallurgy from commercial materials. Weight changes were measured by TGA under steam conditions (70°C dew point) at different temperatures (1073-1373 K). The oxidation and vaporization behavior was interpreted based on the characterization of the samples before and after the tests by XRD measurements.

### 3. Results and Conclusions

The XRD patterns (Figure 1) after the TGA tests at 1173 K showed the possible presence for both samples of $B_2O_3$, as an amorphous phase presenting a broad hump. $B_2O_3$ was completely vaporized in the tests at 1373 K, after which $Fe_2O_3$ was detected for the FeB sample, indicating its complete oxidation. While for $Fe_2B$ at 1373 K, Fe-B-O compounds (such as $Fe_3BO_5$, $Fe_{21.34}O_{32}$) were found, indicating only its partial oxidation. The lower weight gain and higher weight loss for FeB respect to $Fe_2B$ (Figure 2) are mainly related to the higher B/Fe ratio which can lead to enhanced formation of $B_2O_3$. From these results, it can be concluded that the oxidation and vaporization kinetics of Fe-B compounds are influenced by the B/Fe ratio. Finally it was demonstrated that the B release is suppressed by the formation of Fe-B-O compounds.

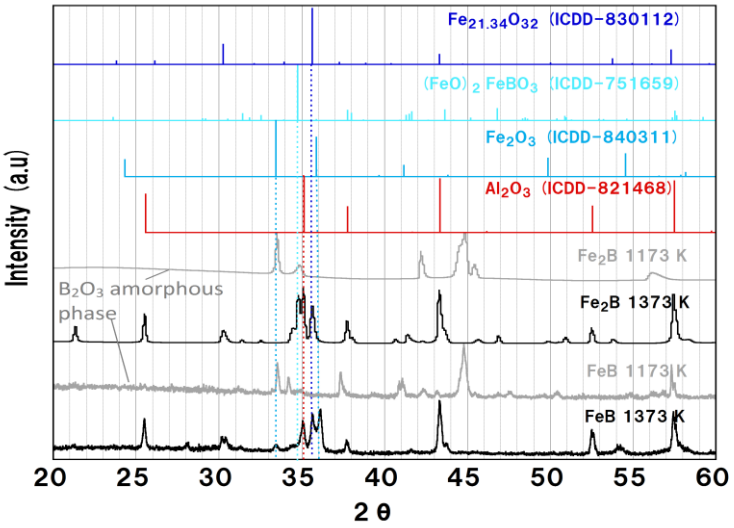



Figure 1 – XRD analyses of the samples at 1137 and 1373 K. $Al_2O_3$ present in the samples are impurities from the sample holder.

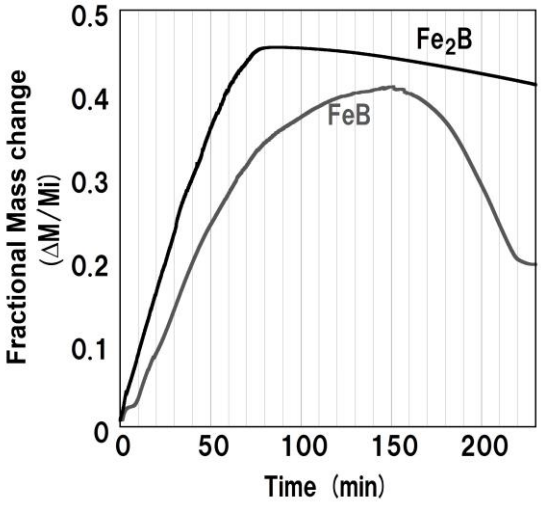



Figure 2- Mass change in the TGA tests at 1373 K in steam for the FeB and $Fe_2B$ samples.

### References

[1] Miwa S. et al. Prog. Nucl. Energy, In Press, Online 7th March (2016)
[2] Di Lemma F.G., et al. Tech Rep JAEA, JAEA-Review2016-007 (2016).

# Thermal and mechanical properties of α-$MoSi_2$

*Afiqa Mohamad[1], Fumihiro Nakamori[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,2]

[1] Osaka University, [2] University of Fukui

Abstract

Uranium silicides have higher uranium density compared with $UO_2$, which makes these materials attractive for accident-tolerant fuels (ATF) for light water reactors. To develop uranium silicide based ATF, it is necessary to understand the basic physical properties of various kinds of silicides, because silicides may be used as coating materials of the claddings and silicide precipitates may be formed in fuels through the reaction between fission products and uranium silicide matrix. In this study, we fabricated dense α-$MoSi_2$ polycrystalline sample and measured thermal and mechanical properties.

**Keywords:** Molybdenum silicide, α-$MOSi_2$, Thermal conductivity

## 1. Introduction

Uranium silicide is considered as one of a promising accident-tolerant fuel (ATF) used in light water reactors owing to their higher thermal conductivity and higher uranium density than $UO_2$. To develop uranium silicide based ATF, the basic properties of various silicides must be understood since silicides may precipitate in the fuel through a reaction between fission product and silicon in the fuel matrix, which would affect the physical properties of the fuels. Silicides may also be used as a coating material of fuel cladding if the silicides exhibit high corrosion resistance and high compatibility with the fuel cladding. In this study, we focused on α-$MoSi_2$. Although there are some reports about the thermal and mechanical properties of α-$MoSi_2$, there are discrepancies in the data reported by different groups. Therefore, in the present study, we intended to report proper information on the properties of α-$MoSi_2$ through measurements of properties, and analysis of the measured and literature data.

## 2. Experimental

The starting powder was pure α-$MoSi_2$ (purity 99.9%, Kojundo Chemical Lab. Co., Ltd). The powder was sintered by spark plasma sintering (SPS) at 1400 °C for 10 min under an axial pressure 100 MPa in an Ar atmosphere. The sample was subsequently annealed at 1200 °C for 24 h in evacuated and sealed quartz tube. Thermal conductivity was calculated from thermal diffusivity, specific heat capacity and density. Thermal diffusivity was measured by a laser flash technique using an LFA-457 (Netzsch) apparatus. The heat capacity of α-$MoSi_2$ was obtained from the FactSage FactPS thermodynamic database.

## 3. Results and discussion

The powder XRD patterns of the sample before SPS, after SPS and after annealing process were measured, which suggests that the fabricated sample was α-$MoSi_2$. The relative density of the sintered sample exceeds 96% of the theoretical density. Figure 1 shows the thermal conductivity of α-$MoSi_2$ as a function of temperature. The thermal conductivity obtained in this study was close to those reported by Vasudevan et al.[1], Bose et al.[2] and higher than that reported by Dilip et al.[3].

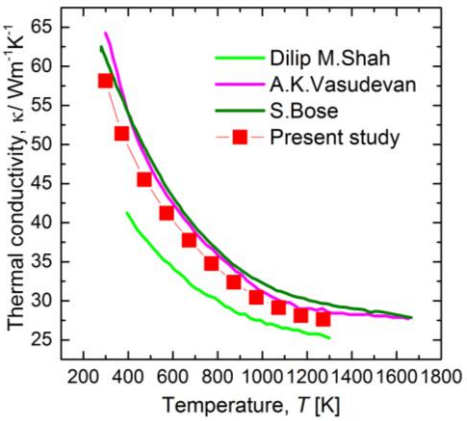



Fig. 1 Thermal conductivity of $MoSi_2$ as a function of temperature.

## 3. Conclusion

In conclusion, dense α-$MoSi_2$ polycrystalline sample was fabricated. The thermal conductivity of α-$MoSi_2$ was studied from room temperature to 1300 K. The thermal conductivity obtained in this study is close to the data reported by Bose et al. and Vasudevan et al. The mechanical properties such as Vicker's hardness, Young's modulus and fracture toughness will also be discussed in the presentation.

**References**

[1] A. K. Vasudevan, *Matrl Scienc and Eng*, A115 (1992), 1-17.

[2] S. Bose, *Journ. Matrl. Scienc*, 27 (1992), 2749-2572.

[3] D. M. Shah., et al, $MoSi_2$ and Other Silicides as High Temp Structural Materials, in *Superalloys* 1992, TMS 1992, p. 409-422.

# 静的デブリ冷却システムの開発
# 耐熱材の高温熱物性

Development of Passive Debris Cooling System

High Temperature Thermal Properties of Heat Resisting Materials

*窪谷 悟[1]，石渡 裕[1]，榊 勲[1]，藤井 正[2]，辻 隆文[3]，渡辺 博道[4]，阿子島 めぐみ[4]

[1]東芝，[2]日立 GE，[3]中部電力，[4]産業技術総合研究所

静的デブリ冷却システムは圧力容器から流下した溶融炉心（デブリ）を格納容器底部で安定的に保持・冷却することを目的としている。本システムの性能評価の一環として、系統的なデータの乏しい温度域における、耐熱材候補材の熱物性値を取得し、その温度依存性を明らかにした。

**キーワード**：溶融炉心，耐熱材料，熱物性，熱拡散率，　比熱，熱伝導率，再結晶

## 1. 緒言

静的デブリ冷却システムの性能評価には溶融炉心による耐熱材の過渡的な温度･応力分布、熱流束等が必要だが、溶融炉心温度域での耐熱材の熱物性に関しての系統的なデータがない[1]。本報では耐熱材の候補材として選定した $ZrO_2$、$Al_2O_3$ の緻密質焼結材と耐火物、W 圧延材について、熱物性値の温度依存性評価結果を報告する。W 圧延材は測定中に再結晶を生じるため、W の再結晶が熱拡散率に及ぼす影響も検討した。

## 2. 実験方法

熱拡散率(α)はレーザフラッシュ法により室温から 1950℃まで、比熱は示差熱分析法(≦600℃)と投下法(≧600℃)により測定した。W の熱拡散率は、産業技術総合研究所による、急速加熱が可能な光通電ハイブリッド･パルス加熱法[2][3]によっても測定した。

## 3. 結果

(1). 比熱はいずれの材料も同様の温度依存性を示し、低温域では温度の 3 乗に比例、高温域では温度に対し線形の関係を得た。

(2). 熱拡散率は測定温度の上昇に伴い低下し、温度の逆数に対する指数関数[4]によって近似できる事を明らかにした(図 1)。

(3). W 圧延材の熱拡散率は、約 2100℃で熱処理した再結晶材よりも測定温度 1000℃以上で 10%程度高い値を示した。

(4). 光通電ハイブリッド･パルス加熱法による計測後の試験片断面組織とビッカース硬さから、測定温度 1600℃以上においては、W 圧延材は加熱保持時間 1 分以内での再結晶を生じ(図 2)、熱拡散率も再結晶材とほぼ等しくなる事が明らかとなった。

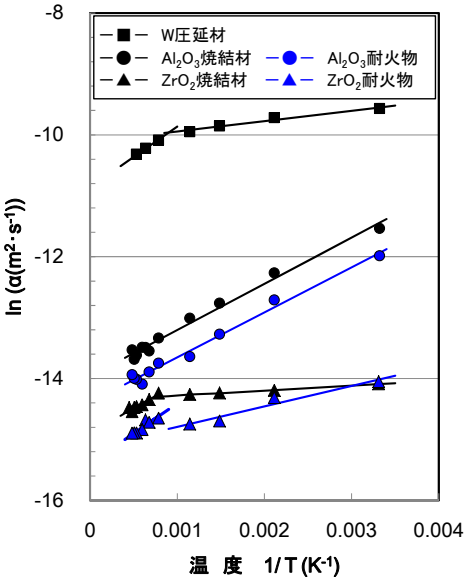
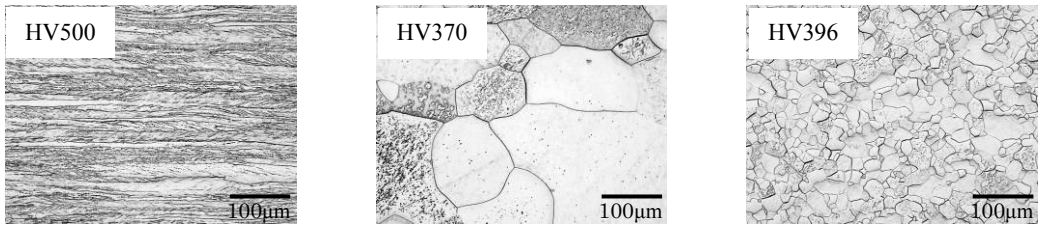



図 1　熱拡散率 α と温度 T の関係




圧延材(as-received)　　再結晶材(as-received)　　圧延材(1600℃x25s 加熱後)

図 2　W 熱拡散率測定試験片の組織と硬さ

なお、本件は経済産業省「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術開発費補助事業」の一環として、中部電力㈱、東北電力㈱、東京電力ホールデイングス㈱、北陸電力㈱、中国電力㈱、日本原子力発電㈱、電源開発㈱、(一財)エネルギー総合工学研究所、㈱東芝、日立 GE ニュークリア･エナジー㈱が実施した共同研究の成果の一部である。

## 参考文献

[1] KURITA, T., et al.," Test and Evaluation Plan for Passive Debris Cooling System", ICNRP2013, 2013
[2] H.Watanabe, T.baba ; Applied Physics Letters, Vol.88, No.24(2006), P1901.
[3] 渡辺 博道, 山下 雄一郎, 馬場 哲也 ; The 28th Japan Symposium on Thermophysical Properties, P9(2007).
[4] 阿子島 めぐみ, 馬場 哲也, 阿部 陽香, 加藤英幸 ; 固体熱物性クラブ第 4 回研究会配布資料(2009).

*Satoru Kuboya[1], Yutaka Ishiwata[1], Isao Sakaki[1], Tadashi Fujii[2], Takafumi Tsuji[3], Hiromichi Watanabe[4] and Megumi Akoshima[4]

[1]Toshiba Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Chubu Electric Power co., Inc.,
[4]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

# 燃料被覆管コート材としての $Y_2Ti_2O_7$ の特性評価

Characterization of $Y_2Ti_2O_7$ as a coating material for fuel claddings

*瀬戸 陽介[1]，牟田 浩明[1]，坂本 寛[2]，大石 佑治[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1,3]

[1]大阪大学，[2]日本核燃料開発株式会社，[3]福井大学

Zr 合金燃料被覆管の安全性を改善するためのコート材として $Y_2Ti_2O_7$ に着目し、その熱・機械物性の評価および Zry-4 及び SUS316L との反応試験を行った。これらの結果から、$Y_2Ti_2O_7$ のコート材としての可能性を検討した。

**キーワード**：$Y_2Ti_2O_7$，燃料被覆管，熱伝導率，熱膨張率

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、事故耐性を有する燃料・構成材の開発が各国で行われている。比較的早い段階での実用化が期待されているものに他材料で Zr 合金をコートした改良 Zr 合金がある。このコーティングに用いる材料は、Zr 合金被覆管や他の構造材と反応せず、また Zr に近い熱膨張率をもつ必要がある。本研究では Zr と共晶反応を起こさないコート材として、パイロクロア構造を有する $Y_2Ti_2O_7$ に着目し、その諸特性および Zr 合金と SUS 材との反応試験を行うことでコート材としての可能性を検討した。

## 2. 実験

高純度の $Y_2O_3$ および $TiO_2$ 粉末を出発物質として、固相反応により $Y_2Ti_2O_7$ 粉末を合成後、放電プラズマ焼結法により高密度試料を作製した。シングアラウンド法による音速測定、レーザーフラッシュ法による熱拡散率測定、高温 XRD による格子定数測定から各物性データを算出した。また、Zry-4 板材および SUS316L 板材と接触させ、Ar フロー中 1300℃での熱処理による反応試験を行い、その断面を観察した。

## 3. 結果・考察

得られた熱機械的特性を表 1 に示す。$Y_2Ti_2O_7$ は $ZrO_2$ に近い弾性定数を示し、熱膨張率は Zr よりわずかに高い値をとった。また図 1 に示すように SUS 材との反応試験において有意な反応は見られなかった。Zry-4 材とも反応は見られず、以上から $Y_2Ti_2O_7$ は Zr 合金のコート材として使用できる可能性があると言える。

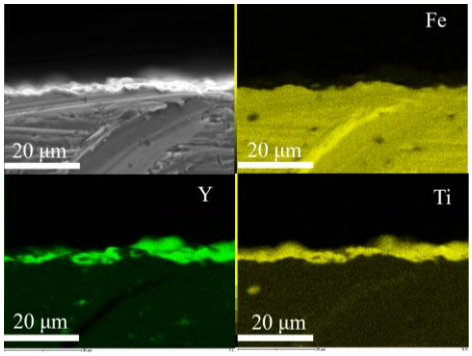



図 1 反応試験後の SUS316L 断面

表 1 $Y_2Ti_2O_7$ の熱機械的特性

| 剛性率 [GPa] | ヤング率 [GPa] | ポアソン比 | デバイ温度 [K] | 線熱膨張係数 [/K] |
|---|---|---|---|---|
| 88.0 | 226 | 0.28 | 401 | $9.0\times10^{-6}$ |

Yosuke Seto [1], Hiroaki muta[1], Kan Sakamoto[2], Yuji Ohisi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,3]

[1]Osaka Univ., [2]Nippon Nuclear Fuel Development, [3]University of Fukui.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Thu. Sep 8, 2016 9:35 AM - 10:55 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 12:35 AM - 1:55 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [2C01-05] Decontamination technology 1

Chair: Hirokazu Tanaka (MMC)

9:35 AM - 9:50 AM JST | 12:35 AM - 12:50 AM UTC

### [2C01] Development of the advanced T-OZONTM for PWR decommissioning

(3)Analysis of oxide film on metal in simulated PWR primary water

*Yumi Yaita[1], Koji Negishi[1], Masato Okamura[1], Taro Kanamaru[2], Hiromi Aoi[2] (1.TOSHIBA, Power and Industrial Systems R&D Center , 2.TOSHIBA, Isogo Engieering Center)

9:50 AM - 10:05 AM JST | 12:50 AM - 1:05 AM UTC

### [2C02] Development of the advanced T-OZONTM for PWR decommissioning

(4)Ozone concentration evaluation in PWR primary system

*Yasushi Yamamoto[1], Toshihiro Yoshii[1], Yumi Yaita[1], Koji Negishi[1], Kanamaru Taro[2], Hiromi Aoi[2] (1.Toshiba, Power and Industrial Systems R&D Center, 2.Toshiba, Isogo Engineering Center)

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

### [2C03] The Laser Peeling Box and Its Decontamination Performances

*Eisuke John Minehara[1] (1.The Wakasa Wan Energy Research Center)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

### [2C04] Decontamination of concrete surface by laser peeling technology

*Ryuichiro Yamagishi[1], Satoshi Tsuzuki[1], Ryoya Ishigami[1], Shin'ichi Toyama[1], Eisuke John Minehara[1] (1.WERC)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

### [2C05] Decontamination method for inside of small diameter piping waste

*Daisuke Tsuchida[1], Hiroshi Takahashi[2] (1.Japan Atomic Energy Agency , 2.Fuji Furukawa Engineering & Construction Co.,Ltd)

10:50 AM - 10:55 AM JST | 1:50 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# PWR 廃止措置向け化学除染技術の開発
# （3）PWR 環境での酸化皮膜性状

Development of the advanced T-OZON™ for PWR decommissioning

(3) Analysis of oxide film on metal in simulated PWR primary water

*矢板 由美[1]，根岸 孝次[1]，岡村 雅人[1]，金丸 太郎[2]，青井 洋美[2]

東芝 [1]電力・社会システム技術開発センター、[2]磁子エンジニアリングセンター

PWR 廃止措置時の解体前系統除染としてオゾンを活用した除染技術の開発を行っている。PWR 一次系模擬水質環境下での主要構成材料のステンレス鋼、ニッケル基合金の酸化皮膜生成挙動、性状を評価した。

**キーワード**：除染，PWR，廃止措置，オゾン，酸化皮膜

## 1. 緒言

東芝では、保有技術である BWR 向け化学除染技術 T-OZON™ を PWR 廃止措置に適用するための改良に取り組んでおり、前報[1]にて、ステンレス鋼、ニッケル基合金に対し目標除染性能である除染係数 30 以上を得るための除染条件を得た。本報では、更なる除染効率化検討に資することを目的として、PWR 一次系模擬水質環境下でのステンレス鋼、ニッケル基合金の酸化皮膜生成挙動、皮膜性状を評価した。

## 2. PWR 一次系模擬水質環境での浸漬試験

### 2-1. 試験片材質・浸漬水質条件

試験片材質は、PWR 一次系配管の主要材料の SUS304、蒸気発生器細管の新旧材料 Alloy600、Alloy690 の 3 種とした。表 1 に示す PWR 一次系模擬水質条件下で 3500h まで試験片を浸漬し、その後、観察・分析を行った。

表 1 PWR 一次系模擬水質条件

| | |
|---|---|
| 温度 | 320±2 ℃ |
| 圧力 | 15.5 ± 0.3 MPa |
| DO | 3ppb以下 |
| DH | 2.6～2.9 ppm |
| B | 500±50 ppm |
| Li | 2±0.2ppm |

### 2-2. 試験結果

図 1 に、3500h 浸漬時の各試験片の重量変化速度を示す。図中には、BWR の HWC 環境浸漬時の SUS のデータを比較のため示した。いずれの材質の重量変化速度も、BWR 水質での SUS より小さい。特に PWR 環境の SUS304 は重量が減少しており、還元性水質で母材溶出が生じたと考えられる。図 2 には、浸漬後の試験片表面状態の観察結果を示す。表層に酸化物結晶は存在しているもの、BWR 環境での短時間浸漬後と比較して、結晶生成が非常に少ないことが分かる。特に Alloy690 は酸化物結晶がほとんど見られなかった。この様に、PWR 環境での酸化皮膜性状は BWR と異なるため、PWR 皮膜に対する除染効率化に向け、更なる除染条件の改良を検討する。

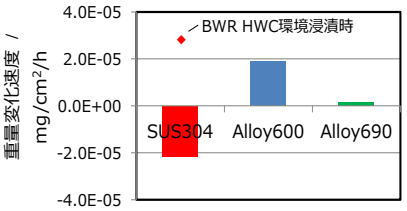



図 1 試験片の重量変化速度

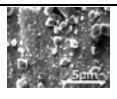
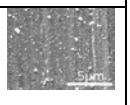
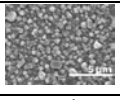
| | SUS304 | Alloy600 | Alloy690 |
|---|---|---|---|
| PWR 環境 3500h 後 |  |  |  |
| BWR 環境 (HWC) 500h 後 |  | — | — |

図 2 高温水浸漬後の表面状態観察結果

HWC : Hydrogen Water Chemistry

## 参考文献

[1] 根岸他、PWR 廃止措置向け化学除染技術の開発 (1)除染条件の検討、2E13、原子力学会 2016 春の年会

* Yumi Yaita[1], Koji Negishi[1], Masato Okamura[1], Taro Kanamaru[2], Hiromi Aoi[2]

[1]Toshiba, Power and Industrial Systems R&D Center., [2]Toshiba, Isogo Engineering Center

# PWR 廃止措置向け化学除染技術の開発
# (4) PWR 一次系内オゾン濃度評価

Development of the advanced T-OZON™ for PWR decommissioning

(4) Ozone concentration evaluation in PWR primary system

*山本　泰[1]，吉井敏浩[1]，矢板由美[1]，根岸孝次[1]，金丸太郎[2]，青井洋美[2]

東芝　[1]電力・社会システム技術開発センター、[2]磁子エンジニアリングセンター

PWR 廃止措置時の解体前系統除染としてオゾンを活用した除染技術の開発を行っている。その一環として系統内のオゾン濃度評価のためオゾンの溶け込みと分解を考慮した 1D 濃度評価手法を開発した。

**キーワード**：オゾン、除染、PWR、廃炉、系統

## 1. 緒言

BWR 向けのオゾン除染法 T-OZON™ を PWR に適用する技術の開発を行っている。前報[1]では CFD 解析ツールの整備を報告したが、系統内を一括除染する場合には、事前にオゾン発生器の仕様や注入位置の検討を行う必要がある。それら検討を可能とするため一次元の系統内オゾン濃度評価ツールを整備した。

## 2. オゾン濃度評価手法

水中のオゾンには、時間とともに自己減衰し濃度が減少する作用と、気泡中のオゾンが水中へ溶け込み濃度が増加する作用が働く。そこで系統内のオゾン濃度評価のため、(1)式、および流動に関する保存式他を 1D-CAE ツールに組み込み、蒸気発生器などの各種コンポーネントを開発した。

$$\frac{\partial C}{\partial t}+U\frac{\partial C}{\partial x}=K_L\times a\times(C^*-C)-kC \qquad (1)$$

$C$:オゾン濃度(−)、$C^*$：飽和オゾン濃度(−)、$K_L$：物質移動係数（m/s)、$a$：界面面積濃度（$m^2/m^3$)、$k$：減衰係数(1/s)

## 3. PWR 一次系オゾン濃度評価

開発したコンポーネントを組み合わせた一次系モデルを図 1 に示す。オゾンは化学体積制御系（CVCS）より注入した評価例である。図 2 にオゾンガスを 5kg/h で注入した場合の原子炉圧力容器出入口のオゾン濃度評価結果を示す。暫定目標の 1ppm を越える結果が得られた。

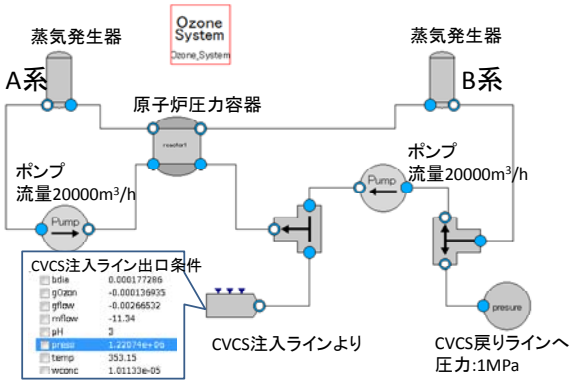



図 1　PWR 一次系モデル

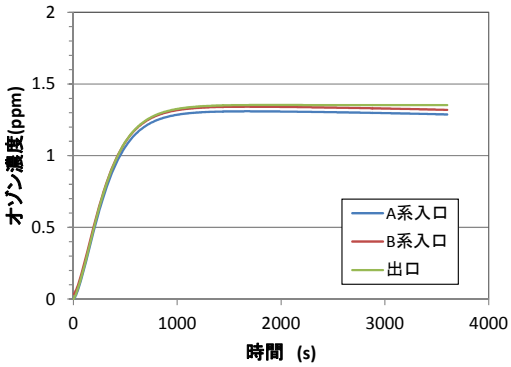



図 2　原子炉圧力容器出入口のオゾン濃度変化

## 4. 結論

PWR プラント一次系を模擬したオゾン濃度評価を実施し、必要オゾンガス注入量検討が可能であることを示した。1D-CAE 解析と CFD 解析[1]による系内オゾン濃度評価手法の整備により、施工前にオゾンガスの注入位置や量などの検討を可能とした。

## 参考文献

[1]吉井他、PWR 廃止措置向け化学除染技術の開発　(2)オゾン濃度評価手法の構築、2E14、原子力学会 2016 春の年会

注：T-OZON は東芝の登録商標です

*Yasushi Yamamoto[1], Toshihiro Yoshii[1], Koji Negishi[1], Yumi Yaita[1], Taro Kanamaru[2], Hiromi Aoi[2]

[1]Toshiba, Power and Industrial Systems R&D Center., [2]Toshiba, Isogo Engineering Center

# レーザー剥離装置の製作と除染性能

The Laser Peeling Box and Its Decontamination Performances

*峰原英介 [1]
[1]公益財団法人若狭湾エネルギー研究センター

抄録：調整、位置合わせが不要な 3 次元レーザー同時計測加工高速走査技術を用いた大型筐体のレーザー剥離装置を製作し、その除染性能評価を行った。レーザー剥離、切断、溶接、焼入れ、焼鈍など研究成果の還元、産業展開、研究課題の汲み上げを行った。除染性能評価について他の方法との比較議論を行う。

**キーワード：レーザー．剥離装置．除染性能**

## 1. 緒言

図 1 は、3 次元レーザー同時計測加工高速操作技術[1]を用いた大型筐体のレーザー剥離装置である。今回評価された剥離性能は、除染の基礎的性能と同一である。この装置はレーザー剥離、切断、溶接、焼入れ、焼鈍など普通のレーザー加工を行うための試験装置である。これらの応用以外にも廃炉の現場でレーザー除染箱として利用できるように大型筐体や図 2 のようなロボットアーム内蔵構造を採用した。



図 1 、レーザー剥離装置。

## 2. レーザー剥離装置製作と剥離・除染性能の評価

制御システムは、最終駆動範囲や形態が不明なのでロボットレーザー除染機の制御系をそのまま移植した。図 2 の安川電機製 MH5F 型ロボットアームとレーザー剥離用ヘッドは、レーザー剥離箱の中に固定されて半自動で半固定焦点で剥離および除染性能評価を行った。

コンクリートとステンレスで表面を比較的広い走査間隔で剥離した。図 3 はコンクリートの剥離面の CCD 顕微鏡の断面画像で立体的に表示した。予定した汚染深さである 0.1 ㎜程度が研削されている。ステンレスでは間隔を狭くして走査して一様な研削ができた。評価されたステンレスの除染性能は、前回が３００W、今回が２２０W の計測であり、レーザー装置も異なるが大体同じ単位出力当たりの研削量である 1ｇから 0.7g 毎分で昇華しており、同等である。



図 2、アームとヘッド。

## 3. 結言

レーザー剥離と切断は以前の装置と同等の結果が出ており、溶接や焼入れや焼鈍は利用可能との結果が出ている。ガルバノスキャナーで計測した 3 次元マップは、溶接や焼入れや焼鈍における制御に利用することが可能であった。現在、これらの応用に対して調整、位置合わせが不要な装置を目指して、3 次元レーザー同時計測加工高速操作技術を改良している。3 次元マップは、剥離や除染ばかりでなく、溶接や焼入れや焼鈍におけるレーザー照射位置制御に利用することが可能な段階にとなったと考えている。

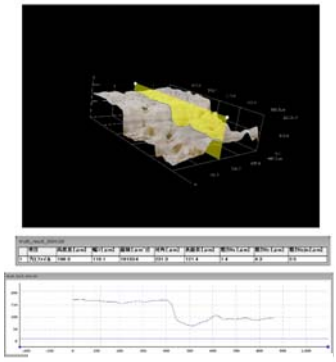


図 3、コンクリート断面立体図。

**参考文献**

[1] 峰原英介、特許第 5610356 号、「レーザー除染装置」、2015 年 10 月 22 日。

* Eisuke J. Minehara[1], [1] The Wakasa Wan Energy Research Center.

# レーザー剥離技術を用いたコンクリート除染

Decontamination of concrete surface by laser peeling technology

*山岸 隆一郎[1]，都築 聡[1]，石神 龍哉[1]，遠山 伸一[1]，峰原 英介[1]
[1]若エネ研

レーザーによる剥離・除染技術を用いて、コンクリートを対象とした除染検討を行った結果を報告する。

**キーワード：**レーザー除染、レーザー剥離、原子炉廃止措置

## 1. 緒言

我々は、東日本大震災により被災した福島第 1 原発を含む原子炉の廃止措置等、金属を対象としたレーザー除染技術の開発を進めてきたが、放射性物質により汚染されたコンクリートへと本技術を適用し、高効率の除染を行うためには、コンクリート固有のレーザー剥離・除染メカニズムを解明する必要がある。

## 2. 研究目的

我々の開発したレーザー剥離・除染法では、重量・形状の異なる廃棄物が発生する機械的破砕とは異なり、研削物は粉塵として回収可能である。また、研削材を使用しないレーザー剥離・除染は 2 次汚染が発生しにくいので、放射性廃棄物の発生を 1/1000 程度までに削減する事も可能である。

本手法では金属を対象とした場合、適切な条件設定により、検出限界以下の除染を達成した事例があるが、コンクリートの場合では、詳細な剥離・除染のプロセス検証を完了していない。

これまでの検討では、多孔質で通気性もあるコンクリート表面では、表面にガラス状溶融池を発生させる過程や、レーザーエネルギが表面を昇華させる過程、熱が表面を瞬間膨張させて発生する圧縮応力による熱破砕過程、もしくは、熱により結晶水や浸透水等が水蒸気爆裂を起こし、その力により破砕される過程など、様々な変化が起き、溶融が優先される過程が生じると、溶融物が多孔質部分へと浸透し、見かけ上の研削量は増えるものの、実際には効率的な研削がなされないことが分かっている。

レーザー剥離では、照射エネルギ密度、レーザー走査速度および、対象の表面状態など、様々なパラメーターが影響を与える。そのため、どの因子が剥離・除染に効果的であるのかが明らかとなっていない。よって、実験により、剥離・溶融に寄与するそれぞれの因子の検討をし、レーザー照射表面で実際に起こる現象の評価が必要となる。

## 3. 発表内容

模擬コンクリート片の表面を研削し、形状変化観測のみでは研削量を判断できない実際の現象を解明するため、X 線回折測定を行ったところ、図 1. に示したように、研削条件によっては、コンクリート白華（$CaCO_3$）で覆われた表面はレーザーエネルギにより速やかに剥離されるものの、石英と推定される成分が表面に残留を続ける事象が起こることが明らかとなった。これは、石英成分に対する単位時間あたりの照射エネルギ密度が不足したためであると推測される。

本発表では、照射エネルギ密度とレーザー走査速度の相関により、コンクリート表面で起こる様々な現象の解明を行うとともに、研削量とあわせて表面残留酸化物の状態も評価することで明らかにした、レーザー剥離・除染の高効率化への寄与が大きい因子を報告する。

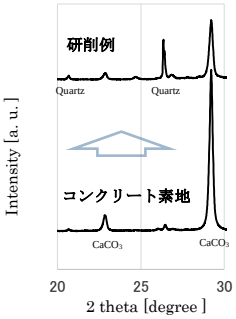



図 1. コンクリート表面における X 線回折の一例

*Ryuichiro Yamagishi[1], Satoshi Tsuzuki[1], Ryoya Ishigami[1], Shin'ichi Toyama[1], and Eisuke John Minehara[1]
[1]The Wakasawan Energy Research Center

# 小口径配管廃棄物の内面除染方法の開発

Decontamination method for inside of small diameter piping waste

*土田 大輔[1]，高橋 浩[2]

[1]原子力機構，[2]富士古河 E&C（株）

原子力発電所の廃止措置等で発生する金属廃棄物のうち、従来、縦割り切断により内表面を開放してブラスト除染している小口径配管を、輪切り切断の形態で内表面汚染を合理的に除染する方法についてその効果を確認するため、原子炉施設の廃止措置中である「ふげん」で解体撤去した小口径配管を用いて、乾式除染装置による実証試験を行い、配管内面が除染できる見通しを得た。

**キーワード：**小口径配管，乾式除染，廃止措置

## 1. 緒言

現在、タービン設備等の解体撤去を進めている「ふげん」では、汚染レベルの低い解体撤去物等に対してクリアランス制度を適用し、搬出及び再利用する計画としているが、配管形状の対象物は内面の除染及び放射能濃度測定のため、半割りにより内面を開放する必要があり、小口径配管については作業の効率性の観点から実施していない。今回、解体撤去工事で発生した小口径配管を対象に、回転する胴体内部で除染対象物を攪拌しながら研磨剤を投射して除染を行う、乾式除染装置（図 1）を用いて除染試験を実施した。



図 1. 乾式除染装置外観

## 2. 小口径配管乾式除染試験

「ふげん」の解体撤去工事で発生した解体撤去物のうち、配管口径及び材質が異なる湿分分離器ドレン管（1B 配管：外径 34 ㎜、CS）及び原子炉浄化系戻り配管（2B 配管：外径 60.5 ㎜、SS）等を配管口径（D）と長さ（L）の比率（L/D＝1、2、3）で輪切りに切断し、研磨剤（粒径 φ0.5 ㎜、SS400）と共に除染装置に投入し、試験を実施した。除染時間は装置運転開始後、2 時間、4 時間、8 時間、以降 24 時間までの 4 時間ごととし、各時間において除染済みの試験対象物をサンプリング、半割り切断を行った後、配管内面の観察、放射能量測定（図 2）を行った結果、各小口径配管の L/D により若干のばらつきはあるものの、本除染方式で概ね小口径配管内面の除染が可能であることを確認した。サンプルによりばらつきはあるが DF についても min.4～max.180 が得られた。

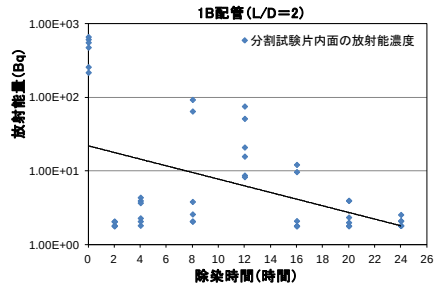



図 2. 配管内面の放射能濃度推移

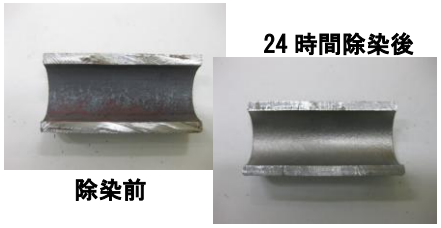



図 3. 配管内面の除染状況
（内面を開放した状態）

## 3. まとめと今後の予定

放射性廃棄物の小口径配管内面の除染が乾式除染方法により可能であることを確認した。ただし、本試験で対象とした熱交換器冷却管（外径 19 ㎜）については、L/D＝2 以上に輪切り切断した対象物に除染残りが確認されたことから、今後、除染効果を向上させるため、研磨材の仕様変更、除染時間の見直し等を行うとともに、小口径配管内面の放射能量測定が内部を開放せずに測定可能かについて検討していく計画である。

*Daisuke Tsuchida[1], Hiroshi Takahashi[2]

[1]JAEA, [2]Fuji Furukawa Engineering & Construction Corp

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Thu. Sep 8, 2016 10:55 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [2C06-09] Decontamination technology 2

Chair: Kazuyuki Torii (Shimizu Corporation)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

### [2C06] Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

Demonstration test of Decontamination Equipment for Upper Floors; Demonstration test plan

*hitoshi sakai[1,2], Masahiro Saito[1,2], Hirotoshi Murata[3], Yutaka Arai[1,4], Yohei Ueno[1,4], Hironori Onitsuka[1,5], Masahiro Yano[1,5] (1.IRID, 2.Toshiba , 3.TEPCO, 4.Hitachi-GE, 5.MHI)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

### [2C07] Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

(2)Demonstration test of Decontamination Equipment for Upper Floors; Test result (Blast System)

*Hironori Onitsuka[1,2], Masahiro Yano[1,2], Daiko Sugimoto[1,2], Ikki Tsujimoto[1,2], Noriaki Shimonabe[1,2], Takehito Fukushima[1,3], Yutaka Arai[1,4], Yohei Ueno[1,4], Hirotoshi Murata[5] (1.IRID, 2.MHI, 3.TOSHIBA, 4.HITACHI-GE, 5.TEPCO)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

### [2C08] Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

(3)Demonstration test of Decontamination Equipment for Upper Floors; Test result (High-pressure Water Jet System)

*Yohei Ueno[1,2], Fujio Yoshikubo[1,2], Yutaka Arai[1,2], Masahiro Hiratsuka[1,2], Ryu Odawara[1,2], Hirotoshi Murata[3], Katsuhiko Sato[1,4], Masahiro Yano[1,5], Hironori Onitsuka[1,5] (1.IRID, 2.HITACHI-GE, 3.TEPCO HD, 4.TOSHIBA, 5.MHI)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

### [2C09] Decontamination method for the concrete rubbles in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hiroshi Kimura[1], Itaru Kurosawa[1], Kazuyuki Torii[1], Kohei Urabe[1] (1.Shimz Corporation)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# 原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発
# （1）上部階用除染装置実証試験 実証試験計画

Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

(1) Demonstration test of Decontamination Equipment for Upper Floor; Demonstration test plan

*酒井 仁志[1,2]，齊藤 真拡[1,2]，村田 裕俊[3]，荒井 穣[1,4]，上野 陽平[1,4]，
鬼塚 博徳[1,5]，矢野 雅洋[1,5]，
[1]IRID，[2]東芝，[3]東京電力 HD，[4]日立 GE，[5]三菱重工

国際廃炉研究開発機構(IRID)は、福島第一原子力発電所の原子炉建屋内２~３階（以下上部階）を除染する除染装置を開発・実証した。当該装置は東京電力 HD からの現場情報等に基づき、三菱重工、日立 GE および東芝の３社が連携し開発した。ここでは、上部階用除染装置実証試験の試験計画を報告する。

**キーワード：遠隔除染、廃止措置、実証試験、原子炉建屋、リフタ**

## 1. 緒言

国プロ「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」では、これまで低所用除染装置、高所除染装置を開発してきた。これまでは、各除染方法毎に遠隔台車を開発してきたが、今回の上部階除染装置では、遠隔台車を共通化した。

## 2. 実証試験計画

### 2-1. 上部階用除染装置

上部階用除染装置は、作業台車、搬送台車、支援台車、中継台車の４台で構成され、「吸引・ブラスト」、「ドライアイスブラスト」、「高圧水ジェット」の各除染ユニットを交換して搭載可能である。図１に「吸引・ブラスト」「ドライアイスブラスト」のシステム概念、図２に「高圧水ジェット」のシステム概念を示す。

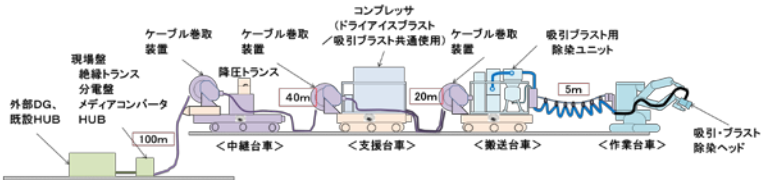



図１　吸引、ブラスト、ドライアイスブラストのシステム概念図

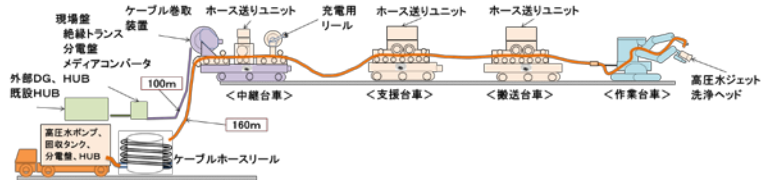



図２　高圧水ジェットのシステム概念図

### 2-2. 実証試験用モックアップ設備

実証試験用のモックアップ設備は、原子炉建屋２階床面を模擬した架台部と開口部に設置するリフタ部で構成される。実証試験用モックアップ設備を図３に示す。

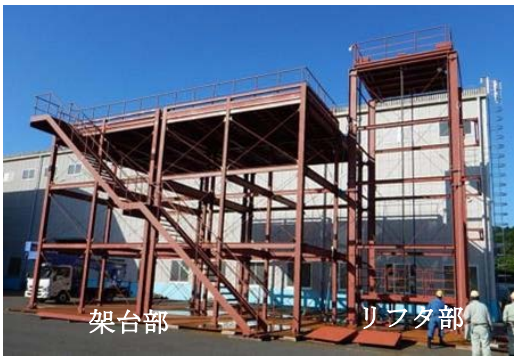



図３　実証試験用モックアップ設備

### 2-3. 実証試験計画

実証試験では、除染性能、遠隔操作性、附帯機器との連携性等についてモックアップ設備を用いて確認を行うこととした。また、上部階での除染作業時間の確保の観点から上部階との往復にかかる時間が１時間以内を目標にすることとした。

## 3. 結論

実証試験を 2015 年 8 月~12 月で実施し、目標とした機能を満足することを確認した。

※本件は、資源エネルギー庁の「平成 25 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金」において IRID 組合員である日立 GE、三菱重工、東芝が 3 社共同で東京電力 HD の協力の下実施した研究の成果の一部を取りまとめたものである。

*Hitoshi Sakai[1,2], Masahiro Saito[1,2], Hirotoshi Murata[3], Yutaka Arai[1,4], Yohei Ueno[1,4], Hironori Onitsuka[1,5] and Masahiro Yano[1,5]
[1]IRID, [2]TOSHIBA, [3]TEPCO, [4]HITACHI-GE , [5]MHI

# 原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発
# （2）上部階用除染装置実証試験 試験結果（ブラストシステム）

Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

(2) Demonstration test of Decontamination Equipment for Upper Floor; Test result (Blast System)

*鬼塚 博徳[1),2)]，矢野 雅洋[1),2)]，杉本 大興[1),2)]，辻元 一輝[1),2)]，下鍋 典昭[1),2)]，
福島 武人[1),3)]，荒井 穣[1),4)]，上野 陽平[1),4)]，村田 裕俊[5)]
[1)]IRID，[2)]三菱重工，[3)]東芝，[4)]日立 GE，[5)]東京電力 HD

国際廃炉研究開発機構（IRID）は福島第一原子力発電所の原子炉建屋内 2 階～3 階を除染する上部階用除染装置を開発・実証した。当該装置は東京電力からの現場情報等に基づき、三菱重工、日立 GE および東芝の 3 社が連携し開発したもので、複数の除染技術を共通のロボットに搭載でき、上部階にアクセスし作業するシステムとなっている。ここでは当該装置のブラストシステムの実証試験結果について報告する。

**キーワード：遠隔除染，ブラスト，廃止措置**

## 1. 緒言

原子炉建屋では遊離性/固着性/浸透性の形態が異なる汚染が存在する。従来はこれらの汚染に対応する専用のロボットを開発してきたが、上部階用除染装置の開発にあたっては、吸引回収、ブラスト除染、ドライアイスブラスト除染、高圧水除染の 4 つの除染技術を共通のロボットで運用できるようにするとともに、上部階へのアクセスを考慮し小型化を図った。ロボットは作業台車(三菱重工)、搬送台車(日立 GE)、支援台車(日立 GE)、中継台車(東芝)で構成される(図-1 参照)。

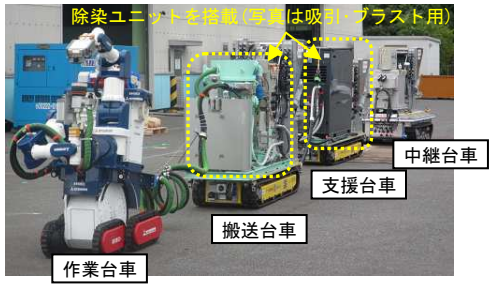


図-1 上部階除染装置（ブラストシステム）

## 2. 実証試験

**2-1. 装置の概要** ブラストシステムは、作業台車に除染ヘッドを取り付け、続く搬送/支援台車に除染ユニットを搭載、最後尾の中継台車に充電器や降圧トランスを搭載したシステムである。各台車に搭載したケーブル巻き取り機構により移動・上部階アクセス時の台車間のケーブルの長さの調整を行う。実証試験ではモックアップを用いた各種試験を行い、当該システムにおける実機での適用性を確認した。


①ブラスト除染後の試験体
＊アームの速度により研削深さを調整可能。(写真は 10 mm/sec で除染した試験体)

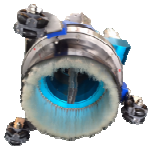

②除染ﾍｯﾄﾞ(写真はﾄﾞﾗｲｱｲｽ用)
＊噴射と回収と同時に行う。汚染物を飛散させない構造としている。



図-2 除染試験の様子

**2-2. 試験結果** ブラストシステムでは除染材としてブラスト材やドライアイスブラスト材を使用するが、除染試験によりこれらによる汚染物質の除去率や除去した汚染物質を飛散させずに回収する機能が問題ないことを確認（DF5 相当／回収率：90%以上）できた（図-2 参照）。また、上部階アクセス性試験では 4 台の台車が連携し、実機を模擬したモックアップを昇降（往復 60 分以内）できることを確認した（図-3 参照）。これら台車の操作は遠隔で行うため、指揮者とオペレータ（各台車：約 2 名）の連携が重要で実機適用にあたっては事前のトレーニングが必要不可欠であることが再認識できたことも試験で得られた重要な成果の一つである。



図-3 上部階アクセス性試験の様子

## 3. 結論

試験により上部階用除染装置の実機への適用性を確認することができた。今後、実機環境及び工事工程等を踏まえ実機投入を図っていく。

*Hironori Onitsuka[1,2], Masahiro Yano[1,2], Daiko Sugimoto[1,2], Ikki Tsujimoto[1,2], Noriaki Shimonabe[1,2], Takehito Fukushima[1,3]
Yutaka Arai[1,4], Yohei Ueno[1,4], Hirotoshi Murata[5] ([1]IRID, [2]MHI, [3]TOSHIBA, [4]HITACHI-GE, [5]TEPCO)

※本件は、資源エネルギー庁の「平成 25 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金」において IRID 組合員である日立 GE、三菱重工、東芝が 3 社共同で東京電力 HD の協力の下実施した研究の成果の一部を取りまとめたものである。

# 原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発
# (3)上部階用除染装置実証試験 試験結果（高圧水システム）

Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building
(3) Demonstration test of Decontamination Equipment for Upper Floors; Test result
(High-pressure Water Jet System)

*上野 陽平[1,2]，吉久保 富士夫[1,2]，荒井 穣[1,2]，平塚 真弘[1,2]，小田原 竜[1,2]，
村田 裕俊[3]，佐藤 勝彦[1,4]，矢野 雅洋[1,5]，鬼塚 博徳[1,5]
[1] IRID，[2] 日立 GE，[3] 東京電力 HD，[4] 東芝，[5] 三菱重工

福島第一原子力発電所の原子炉建屋 2～3 階（以下、上部階）の床面及び壁面を対象とした上部階用除染装置を開発し、モックアップ設備を用いた実証試験を実施した。上部階アクセスについては地上階と上部階間の往復時間 60 分以内、除染性能（遊離性汚染を対象）については除去率 80%以上を達成した。

**キーワード**：遠隔除染，高圧水，廃止措置，実証試験，原子炉建屋

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の原子炉建屋上部階では原子炉格納容器の調査・補修を計画しており、当該作業での被ばく低減のために遠隔除染装置が必要となっている。そこで、低所用除染装置[1]の技術を活用した上部階用除染装置を開発した（図 1 参照）。

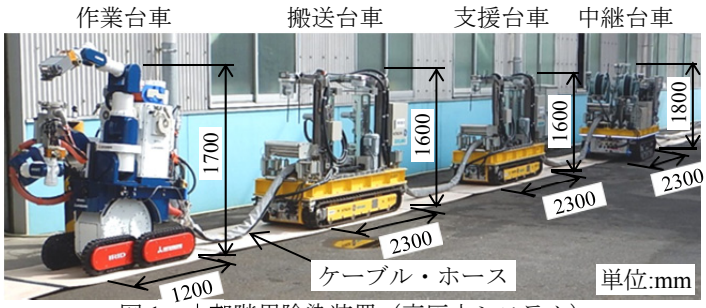



図 1　上部階用除染装置（高圧水システム）

## 2. 課題及び解決策

高圧水システムでは、地上階の高圧ポンプ等から作業台車まで、高圧・回収ホース及び電源・通信ケーブルを束ねた 1 本のケーブル・ホース（全長 125m、質量約 400kg）でつながっており、これを作業台車に追従させる必要があった。しかし、当該ケーブル・ホースが建屋内の障害物と干渉し損傷することが懸念された。そこで、送り機構とガイドローラを搬送・支援台車に搭載し、障害物近傍でケーブル・ホースの送りとガイドを行うことで、干渉を回避することとした。要素試験により、押付け時にケーブル・ホースを損傷させずに送ることが可能な条件を求め、設計に反映した（表 1 参照）。

表 1　送り機構の仕様

| 項目 | 仕様 |
|---|---|
| 送り力 | 2,250N |
| 押付け力 | 2,250N |
| パッド材料 | NBR※1 |

※1 ニトリルゴム

## 3. 実証試験

モックアップ設備を用いてアクセス試験を行い、上記の解決策が有効に機能することを検証した。また、地上階と上部階間の往復が 60 分以内で実施できることを確認した（表 2 参照）。除染性能については、遊離性汚染を模擬した試験体に対し試験を行い、除去率 80%以上を達成した（表 3 参照）。

表 2　アクセス試験の結果

| | 試験結果 | 目標 |
|---|---|---|
| 往復時間 | 58 分 4 秒 | 60 分以内※2 |

※2 実機作業時間（約 4 時間/日）を考慮し設定

表 3　除染性能試験の結果（遊離性汚染）

| | 試験結果 | 目標 |
|---|---|---|
| 除去率 | 96.1%※3 | 80%以上※4 |

※3 試験回数 3 回の平均値
※4 目標（作業ｴﾘｱ 3mSv/h、ｱｸｾｽﾙｰﾄ 5mSv/h）に対し、実機の平均的な線量率を考慮し設定

## 4. 結言

実証試験により上部階用除染装置が目標を満足することを確認した。得られた試験データは実機適用時の施工計画に活用する。

※本件は、資源エネルギー庁の「平成 25 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金」において IRID 組合員である日立 GE、三菱重工、東芝が 3 社共同で東京電力 HD の協力の下実施した研究の成果の一部を取りまとめたものである。

**参考文献**

[1]荒井他,”原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発(2)実機実証試験高圧水ジェット除染”(日本原子力学会 2014 年秋の大会)

*Yohei Ueno[1,2], Fujio Yoshikubo[1,2], Yutaka Arai[1,2], Masahiro Hiratsuka[1,2], Ryu Odawara[1,2], Hirotoshi Murata[3], Katsuhiko Sato[1,4], Masahiro Yano[1,5] and Hironori Onitsuka[1,5]　([1]IRID, [2]HITACHI-GE, [3]TEPCO HD, [4]TOSHIBA, [5]MHI)

# 福島第一原子力発電所のコンクリートがらを対象とした汚染除去方法

Decontamination method for the concrete rubbles in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*木村　博[1]，黒澤　到[1]，鳥居　和敬[1]，卜部　光平[1]

[1]清水建設

福島第一原子力発電所の汚染を模擬したコンクリートがらを使って、がらの表層を選択的に除去することによる除染効果を確認した。その結果、96%の汚染を除去することができた。

**キーワード**：福島第一原子力発電所，汚染，コンクリートがら，表層除去，減容

## 1. はじめに

福島第一原子力発電所では、セシウム等の放射性物質に汚染された約 34,000m$^3$ のコンクリートがら等が保管されている[1]。汚染はがらの表面に付着または表層に浸透しており、表層の汚染部分を除去できれば、放射性廃棄物としての大幅な減容が図れると推察される。乾式すりもみ方法による汚染の除去効果を確認した。図-1 に、すりもみによる減容化イメージを示す。

## 2. 乾式すりもみ方法によるがら表層の汚染除去

### 2-1. 模擬汚染がらの製作

汚染がらは、放射性物質を模擬するトレーサー溶液にがらを浸漬させて製作した。トレーサーには、塩化バリウムを使用した。図-2 に、すりもみ前のがらの汚染状況（EPMA による）を示す。模擬汚染は、がらの表層に一様に存在することが確認された。

### 2-2. 乾式すりもみ方法によるがら表層の汚染除去の状況

すりもみは、がら単体の場合、鋼球を入れた場合、および加熱処理した場合で検討した。表-1 にすりもみ方法による模擬汚染の除去率、図-3 にすりもみ後のがらの汚染状況を示す。除去率は、すりもみ前のがら中のトレーサーに対するすりもみ後の粉塵中のトレーサーの質量比とした。トレーサーの定量は、ICP 発光分析法によった。模擬汚染の除去率は多いもので約 96～99%となった。すりもみ前のがらに対する粉塵の質量比を粉塵量とした時、同程度の除去率であっても、すりもみ方法が変わると粉塵量は 31.0%と 51.7%と差が生じた。9 割以上汚染を除去したがらでは、汚染ががらの凹部に残存することが確認された。

## 3. 結論

コンクリートがらを乾式すりもみ方法で処理することで、約 96%の汚染が除去できた。

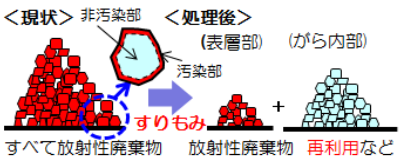



図-1　すりもみによる減容化イメージ

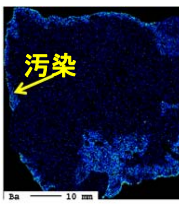



図-2 すりもみ前の汚染状況

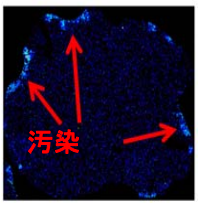



図-3　すりもみ後の汚染状況

表-1　すりもみ方法による模擬汚染の除去率

| 鋼球 | 加熱処理 | 除去率 (%) | 粉塵量 (%) |
|---|---|---|---|
| なし | 常温 | 95.6 | 31.0 |
| なし | 常温 | 54.1 | 22.0 |
| あり | 常温 | 98.6 | 51.7 |
| なし | 300℃×2h | 64.1 | 20.5 |

**参考文献**

[1]東京電力：福島第一原子力発電所におけるガレキ等の管理について、2012 年 2 月 27 日

*Hiroshi Kimura[1], Itaru Kurosawa[1], Kazuyuki Torii[1] and Kohei Urabe[1]

[1]SHIMIZU CORPORATION.

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 2

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C
Kumume City Plaza - Gallery 2

## [PL2C] Overview of the Revised AESJ Standarad “Soil Covering Procedures and Post-closure Controls of Low Level Radioactive Waste Disposal Facilities : 201X”

Chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)

### [PL2C01] The whole outline of the Revised AESJ Standarad，The Revised process and purpose

*Kouichi Yoshihara[1] (1.JANSI)

### [PL2C02] The main revise contents based upon the new Regulation

(Chap.4 Plan of safety ensuring by the Stage Management，Chapter 7 Records)

*Kouichi Yoshihara[1] (1.JANSI)

### [PL2C03] The main revise contents based upon the new Regulation

(Chap.5 Construction technique of the Cover-Soil，Chap.6 The measure which should be taken for the Safety Control)

*Takashi Sekiguchi[1] (1.TODA Corp.)

# 標準委員会セッション2「低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る覆土の施工方法及び施設の管理方法」：201X 改定標準案の概要について

## （1）標準改定の経緯、目的、標準全体概要の紹介

(1) The whole outline of the Revised AESJ Standard, The Revised process and purpose

新堀雄一[1]，*吉原恒一[2]，関口高志[3]，
[1]東北大学，[2]原子力安全推進協会，[3]戸田建設㈱

### 1. 標準改定の必要性と改定の経緯

低レベル放射性廃棄物の埋設処分に係る施設の管理方法（主に埋設後）及び埋設終了時の埋め戻し方法などを規定する学会標準としては，2011 年 2 月に発行された“低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る埋戻し方法及び施設の管理方法：2010”（以下，「埋設後管理標準」という。）がある。この標準は制定から 5 年以上経過しており，改定を検討する時期に至っている。一方，埋設処分に係る国の安全規制については，2013 年 11 月にピット処分及びトレンチ処分を対象とする「第二種廃棄物埋設施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下，「許可基準規則」という。）が制定され，また，2014 年 6 月に，「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則（以下，「事業規則という」）の改正も実施されている。これらの規則では，埋設の開始から埋設施設の廃止措置に至るまでの管理期間における基本安全機能（遮蔽，閉じ込め，飛散防止，移行抑制）を達成するための設計要求や同機能の維持を監視する方法，及びこれらの機能の持続性を確認するための定期的な評価等に関して，要件が規定されている。したがって，国の現行法令等に準拠した学会標準にする観点からも改定が必要であると判断される。さらに我が国の低レベル放射性廃棄物の埋設事業に目を向けると，ピット処分では操業中の埋設施設の埋戻しを検討する時期が近づいており，また，トレンチ処分では，原子力発電所の廃止措置に伴って発生する極低レベル放射性廃棄物を対象とする埋設処分の事業許可申請を既に行っている事業者もあり，廃棄物埋設施設の設計，安全評価，建設，施設検査，埋戻し及び埋設後管理などが喫緊の課題になっている。廃棄物埋設施設の埋設時及び埋設後の施設管理を安全かつ円滑に進めるための手引きとなる埋設後管理標準の整備（新知見の導入や現行法令・規則等への適合化等）が必要となっている。

このような状況のもとに原子燃料サイクル専門部会（以下，「専門部会」という。）及び LLW 埋設後管理分科会（以下，「分科会」という。）では，平成 26 年 8 月より改定のための審議を再開し，12 回の分科会審議，専門部会及び標準委員会への中間報告・本報告・書面審査を経て，標準改定案を取りまとめ，平成 28 年 7 月において，公衆審査の終了に至っている。

### 2. 標準の全体概要

#### 2-1. 適用範囲について

この標準は，原子炉施設及び再処理施設・MOX 燃料加工施設の運転及び廃止措置に伴って発生する低レベル放射性廃棄物のピット処分及びトレンチ処分の埋設地に係る覆土の施工方法及び埋設地の管理に必要な施設の管理方法に適用するもので，それぞれの処分方法ごとに，廃棄物埋設地における段階管理による安全確保の方策，覆土の施工方法，保安のために講ずべき措置（監視，埋設地の保全，定期的な評価等）及び記録などを規定している。なお，現行標準では適用範囲に含めていた余裕深度処分については国の新規制基準の制定を待つこととして先送りし，改定した標準の適用範囲には含めていない。

Yuichi Niibori[1], *Kouichi Yoshihara[2] , Takashi Sekiguchi[3]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Safety Institute, [3]Toda Corporation.

### 2-2. 用語の定義について

用語の定義については，専門部会の統一用語の定義案，他の埋設処分関連学会標準などの定義に加え，許可基準規則などで用いられている用語の定義を参考にして追加・改定した。追加・改定した主な用語の定義を以下に示す。下線を記した用語は追加した用語である。定義文中の下線部分は，許可基準規則，事業規則，専門部会及び標準委員会の書面投票などにおける意見を反映して定義した重要な箇所である。

①**処分システム**：放射性廃棄物の処分において，生活環境への影響を防止する仕組み。

**注記** この仕組みは，廃棄物埋設地（人工バリアを含む），地質環境（天然バリアを含む）などによって構成される。

②**ピット処分**：地上又は地表近くの地下に設置された廃棄物埋設地において，放射性廃棄物を次のいずれかの方法によって最終的に処分すること。

―外周仕切設備を設置した廃棄物埋設地に放射性廃棄物を定置する方法。

―外周仕切設備を設置しない廃棄物埋設地に放射性廃棄物を一体的に固型化する方法。

**注記** “地表近くの地下”に関しては，現行の法令，事業規則の第一条の二第四項において，深さ五十メートル未満と定められている。

③**遮蔽**：ある領域に入射する放射線の粒子フルエンス率を，放射線源との間に物体を挿入することによって減らすこと。

**注記** “粒子フルエンス率”は，JIS Z 4001:1999 に定義されている“粒子束密度”と同義語であるが，この遮蔽の定義では，国際放射線単位測定委員会の推奨する一般的な表現である前者を用いた。

④**閉じ込め**：ピット処分の埋設段階において，廃棄物埋設地の限定された区域からの放射性物質の有意な漏えいを防止すること。

⑤**移行抑制**：廃棄物埋設地から地下水を介して生活環境へ移動する放射性物質を低減させること。

⑥**飛散防止**：廃棄物を埋設する場合において，廃棄物埋設地の外に放射性物質が飛散するおそれがあるときに，それを防止すること。

⑦**埋設段階**：埋設する放射性廃棄物の受入れの開始から覆土の施工によって埋設が終了するまでの期間。

⑧**保全段階**：埋設の終了から廃止措置の開始までの期間。

⑨**管理期間**：処分場における放射性廃棄物の受入れの開始から廃止措置の開始までの期間。

**注記** 廃棄物埋設施設において，操業を行う期間及び監視，巡視，点検，特定行為の制約などの管理を行う期間。

⑩**操業期間**：処分場における管理期間の一部であり，放射性廃棄物の受入れ開始から覆土の施工によって埋設が終了するまでの期間。

⑪**定期的な評価等**：事業の開始から廃止措置の開始までの間で，10 年を超えない期間ごと及び放射能の減衰に応じた第二種廃棄物埋設についての保安のために講ずべき措置を変更しようとするときに，最新の技術的知見を踏まえて，核燃料物質等による放射線の被ばく管理に関する評価を行い，その評価の結果を踏まえて，廃棄物埋設施設の保全のために必要な措置を講ずること。

⑫**コンクリートピット**：ピット処分において，廃棄体を定置するために廃棄物埋設地に設置される鉄筋コンクリート製の躯体（構造物）

**注記** 一般的には，外周仕切設備，内部仕切設備及び覆いによって構成される。

### 2-3. 参照処分場

この標準で対象としたピット処分の参照処分場を**図 1** に，トレンチ処分の参照処分場を**図 2** に示す。

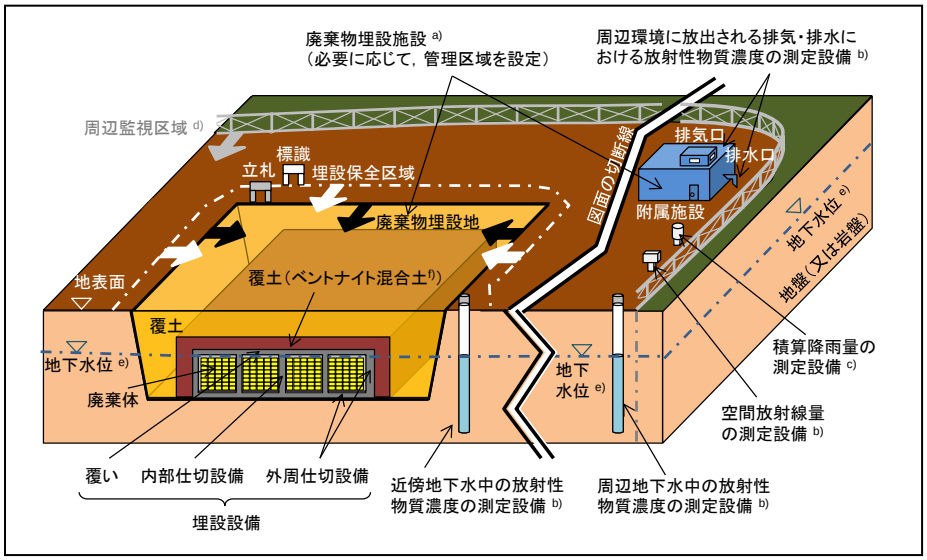



**図 1　ピット処分の参照処分場（保全段階）**

注　a) 廃棄物埋設施設（廃棄物埋設地＋附属施設）への設計要求
・廃棄物埋設地は，廃棄物埋設地の外への放射性物質の異常な漏えいを防止する機能を有すること（許可基準規則第十条第一項）
・必要に応じて，附属施設として，放射性廃棄物を処理する能力を有する廃棄施設を設けること（許可基準規則第十二条第一項）
・廃棄物埋設施設では，事業所周辺における施設に起因する外部被ばく線量を十分に低減できるよう，遮蔽その他適切な措置を講じること（許可基準規則第八条第一項）
b) 放射性物質の濃度及び線量を監視・測定する設備を設置すること（許可基準規則第十一条第二号）
c) 許可基準規則の定めにはないが，事業規則第十三条第一項第六号に基づいて行う監視で必要な設備
d) 周辺監視区域は放射能の減衰に応じ，廃止する場合がある。
e) 定期的な評価等に必要なデータを取得するため，地下水の水位その他の廃棄物埋設地及びその周辺の状況（人工バリア及び天然バリアの機能に関係する地下水の状況等：許可基準規則解釈第十三条第一項第一号）の監視・測定設備を設けること（許可基準規則第十三条）
f) 覆土の特定の部分が難透水性となるように設計する場合に用いられる場合がある。

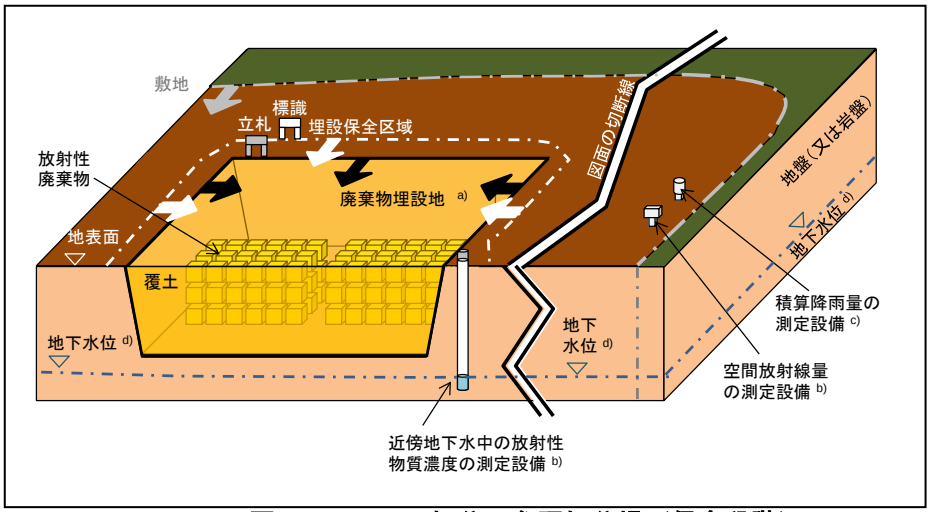



**図 2　トレンチ処分の参照処分場（保全段階）**

注　a) 廃棄物埋設地への設計要求（保全段階では附属施設なしの想定）
・廃棄物埋設地は，廃棄物埋設地の外への放射性物質の異常な漏えいを防止する機能を有すること（許可基準規則第十条第一項）
・廃棄物埋設地では，事業所周辺における施設に起因する外部被ばく線量を十分に低減できるよう，遮蔽その他適切な措置を講じること（許可基準規則第八条第一項）
b) 放射性物質の濃度及び線量を監視・測定する設備を設置すること（許可基準規則第十一条第二号）
c) 許可基準規則の定めにはないが，事業規則第十三条第一項第六号に基づいて行う監視で必要な設備
d) 定期的な評価等に必要なデータを取得するため，地下水の水位その他の廃棄物埋設地及びその周辺の状況（天然バリアの機能に関係する地下水の状況等：許可基準規則解釈第十三条第一項第一号）の監視・測定設備を設けること（許可基準規則第十三条）

標準委員会セッション 2「低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る覆土の施工方法及び施設の管理方法」: 201X 改定標準案の概要について

# （2）新規制基準に対応した主な標準改定内容について［1］(箇条 4 段階管理による安全確保の方策、箇条 7 記録）

(2) The main revise contents based upon the new Regulation Chap.4 Plan of safety ensuring by the Stage Management and Chapter 7 Records

新堀雄一[1]，*吉原恒一[2]，関口高志[3]，
[1]東北大学，[2]原子力安全推進協会，[3]戸田建設㈱

## 1. 段階管理による安全確保の方策

### 1-1. 一般

低レベル放射性廃棄物の処分において，公衆の被ばくを合理的に達成できる限り低く抑えるためには，国が許可基準規則などで定める基本安全機能を有する廃棄物埋設施設の管理が必要となる。この管理においては，放射線の影響が安全上支障のないレベルになるまでの間，放射能の減衰に応じて管理の内容を段階的に軽減しながら実施していく。段階管理の各段階において満たすべき基本安全機能として，処分方法ごとに，遮蔽，閉じ込め，移行抑制などがある。第二種廃棄物埋設事業者（以下“事業者”という。）は，段階管理の実施にあたっては，処分方法ごとに，各段階において要求される基本安全機能に対応した具体的な管理の内容を規定する。

また，次の段階への移行にあたっては，移行のための要件及びその確認方法を処分方法ごとに規定し，“定期的な評価等”を実施することにより，許可基準規則への適合性を確認する。

### 1-2. 基本安全機能を満たすための管理措置

基本安全機能を満たすための管理措置は，覆土の施工及び保安のために講ずべき措置（遮蔽その他適切な措置，廃棄物埋設地に係る保全，監視）がある。段階に応じた管理措置の実施時期のピット処分における事例を**図 1** に，トレンチ処分における事例を**図 2** に示す。また，ピット処分及びトレンチ処分の基本安全機能を満たすための管理措置，及びその管理項目を**表 1** 及び**表 2** に示す。

### 1-3. その他の管理措置

その他の管理措置としては，保安のために講ずべき措置（周辺監視区域に係る監視，定期的な評価等）がある。

### 1-4. 段階移行要件及びその確認方法

埋設された放射性廃棄物の放射能の減衰によって公衆への影響が低減することで管理を段階的に軽減することが可能となる。ここでは，移行前の段階における基本安全機能に対する要求事項が適切に満たされていることを前提に次の段階に移行できる管理期間内の移行要件及びその確認方法をピット処分及びトレンチ処分の各々につき，**表 3**，及び**表 4** に示す。なお，周辺監視区域を廃止して次段階に移行する場合においても，遮蔽及び移行抑制の監視は法令要求により継続的に行う必要があるが，放射能の減衰に応じて管理を軽減することはできる。

---

Yuichi Niibori[1], *Kouichi Yoshihara[2] , Takashi Sekiguchi[3],
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Safety Institute, [3]Toda Corporation,




**図 1　ピット処分の各段階及び各工程における基本安全機能と管理措置の実施時期の事例**

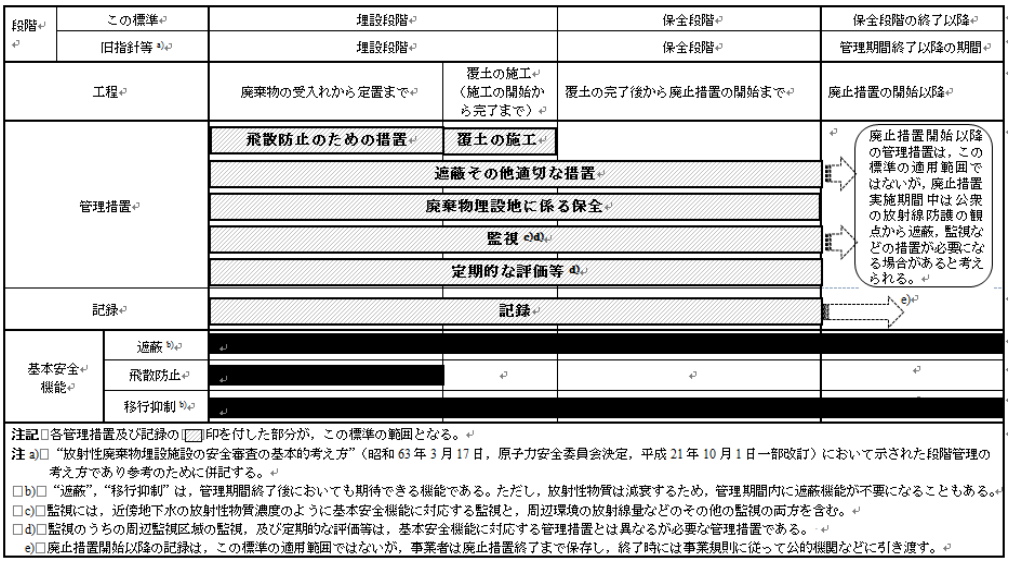



**図 2　トレンチ処分の各段階及び各工程における基本安全機能と管理措置の実施時期の事例**

**表 1　ピット処分における基本安全機能に対応する管理措置及びその管理項目**

| 段階 | 基本安全機能 | 管理措置 区分 | 管理措置 目的 | 管理項目 |
|---|---|---|---|---|
| 埋設段階 | 遮蔽 | 遮蔽その他適切な措置 | ・施設に起因する外部被ばく線量 c)が周辺監視区域外の線量限度を超えないようにすること。<br>・〈設計目標〉ALARA の考え方の下，施設に起因する外部被ばく線量が合理的に達成できる限り十分に低いものであること。 | ・廃棄物埋設施設の遮蔽体の巡視・点検（異常がないことの確認）<br>・廃棄物埋設施設の位置・構造・遮蔽部材厚・遮蔽部材密度（線量評価条件を逸脱しないことを施設検査で確認）<br>・廃棄体の受入れ検査など（施設固有の受入れ条件を満足することを確認）<br>・施設固有の操業条件の遵守 |
| | 閉じ込め | 廃棄物埋設地に係る保全 | ・廃棄物埋設地の閉じ込めを維持すること。 | ・周辺監視区域への立入り制限<br>・廃棄物埋設施設の巡視・点検<br>・監視設備及び測定設備の維持管理<br>・埋設保全区域の設定及び巡視・点検 |
| | | 監視 | ・閉じ込めが設計どおり機能していること（バックグラウンドに対して有意な漏出のないこと）。 | ・近傍地下水中の放射性物質濃度の測定 |
| | 移行抑制 a) | 覆土の施工 b) | ・陥没のような大きな変形が生じる原因となる空隙が残らないこと。 | ・覆土材の選定方法<br>・覆土の施工方法 |
| | | | ・埋設した物及び廃棄物埋設地に設置された設備が容易に露出しないこと。 | ・覆土材の選定方法<br>・覆土の施工方法<br>・覆土の厚さ |

**表 1　ピット処分における基本安全機能に対応する管理措置及びその管理項目（続き）**

| 段階 | 基本安全機能 | 管理措置 区分 | 管理措置 目的 | 管理項目 |
|---|---|---|---|---|
| 保全段階 c) | 遮蔽 | 遮蔽その他適切な措置 | ・施設に起因する外部被ばく線量 d)が周辺監視区域外の線量限度を超えないようにすること。<br>・（設計目標）ALARA の考え方の下，施設に起因する外部被ばく線量が合理的に達成できる限り十分に低いものであること。 | ・廃棄物埋設施設の遮蔽体の巡視・点検（異常がないことの確認）<br>・適切な時期における周辺監視区域の廃止 |
| | 移行抑制 | 廃棄物埋設地に係る保全 | ・廃棄物埋設地の移行抑制を維持すること。 | ・周辺監視区域への立入り制限<br>・監視設備及び測定設備の維持管理<br>・埋設保全区域の巡視・点検 |
| | | 監視 f) | ・移行抑制が適切に機能していること（漏出状況，生活環境への移行）。g) | ・近傍地下水中の放射性物質濃度の測定<br>・周辺監視区域内の地下水中の放射性物質濃度の測定<br>・適切な時期における周辺監視区域の廃止 |
| 保全段階 e) | 遮蔽 | 遮蔽その他適切な措置 | ・施設に起因する外部被ばく線量 d)が周辺監視区域外の線量限度を超えないようにすること。<br>・（設計目標）ALARA の考え方の下，施設に起因する外部被ばく線量が合理的に達成できる限り十分に低いものであること。 | ・廃棄物埋設施設の遮蔽体の巡視・点検（異常がないことの確認） |
| | 移行抑制 | 廃棄物埋設地に係る保全 | ・廃棄物埋設地の移行抑制を維持すること。<br>・農耕作業などの特定行為を禁止又は制約すること。 | ・監視設備及び測定設備の維持管理<br>・埋設保全区域の巡視・点検<br>・特定行為の禁止，制約に係る立札などの設置及び維持管理 |
| | | 監視 f) | ・移行抑制が適切に機能していること g)（漏出状況，生活環境への移行）。 | ・近傍地下水中の放射性物質濃度の測定 |

注→a)機能が確保されるべき時期の以前に管理措置が取られることもある。b)この管理項目の中に設計，施工管理，施工時の品質管理を含む。c)“施設に起因する外部被ばく線量”とは，“廃棄物埋設施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による事業所周辺の公衆の外部被ばくの線量”のことをいう。d)周辺監視区域廃止まで e)周辺監視区域廃止以降
→ f)施設設計及び地質条件に応じて監視場所，監視頻度，監視期間などを個別に設定し，移行抑制の監視，すなわち廃棄物埋設地からの漏出の監視と，生活環境への移行の監視を実施する。ただし，移行抑制の監視結果又は定期的な評価等の実施結果などを考慮し，監視場所，監視頻度，監視期間などを見直すことができる。g)→ “移行抑制が適切に機能していること”とは，設計・安全評価の時点で見込んだ移行状況を有意に逸脱する事象が生じていないことを意味する。具体的には，放射性物質の移行状況が安全評価において想定した程度あるいはそれ以下に収まっていることをいう。

**表 2　トレンチ処分における基本安全機能に対応する管理措置及びその管理項目**

| 段階 | 基本安全機能 | 管理措置 区分 | 管理措置 目的 | 管理項目 |
|---|---|---|---|---|
| 埋設段階 a) | 遮蔽 | 遮蔽その他適切な措置 | ・施設に起因する外部被ばく線量 d)が周辺監視区域外の線量限度を超えないようにすること。<br>・（設計目標）ALARA の考え方の下，施設に起因する外部被ばく線量が合理的に達成できる限り十分に低いものであること。 | ・覆土の巡視・点検（異常がないことの確認）<br>・覆土の位置・構造・遮蔽部材厚・遮蔽部材密度（線量評価条件を逸脱しないことを施設検査で確認）<br>・受入れ検査など（放射性廃棄物が施設固有の受入れ条件を満足することの確認）<br>・施設固有の操業条件の遵守 |
| | 飛散防止 | 飛散防止のための措置 | ・放射性物質を含む粉塵の大気中への飛散を防止すること。 | ・廃棄物を容器などに収納することにより飛散防止措置を講ずる場合は，作業手順遵守などによる損傷防止の措置<br>・テントなどで飛散防止措置を講ずる場合は，それらの設備に異常がないことの確認<br>・作業手順の遵守などによる落下防止の措置 |
| | 移行抑制 | 覆土の施工 b) | ・陥没のような大きな変形が生じる原因となる空隙が残らないこと。 | ・覆土材の選定方法<br>・覆土の施工方法 |
| | | | ・埋設した物が容易に露出しないこと。 | ・覆土材の選定方法<br>・覆土の施工方法<br>・覆土の厚さ |
| | | 廃棄物埋設地に係る保全 | ・廃棄物埋設地の移行抑制を維持すること。 | ・周辺監視区域への立入り制限<br>・監視設備及び測定設備の維持管理<br>・埋設保全区域の設定及び巡視・点検 |
| | | 監視 c) | ・移行抑制が適切に機能していること。（生活環境への移行）。c) | ・周辺監視区域内の地下水中の放射性物質濃度の測定 |
| 保全段階 | 遮蔽 | 遮蔽その他適切な措置 | ・施設に起因する外部被ばく線量 d)が周辺監視区域外の線量限度を超えないようにすること。<br>・（設計目標）ALARA の考え方の下，施設に起因する外部被ばく線量が合理的に達成できる限り十分に低いものであること。 | ・覆土の巡視・点検（異常がないことの確認） |
| | 移行抑制 | 廃棄物埋設地に係る保全 | ・廃棄物埋設地の移行抑制を維持すること。<br>・農耕作業などの特定行為を禁止又は制約すること。 | ・監視設備及び測定設備の維持管理<br>・埋設保全区域の巡視・点検<br>・特定行為の禁止，制約に係る立札などの設置及び維持管理 |
| | | 監視 c) | ・移行抑制が適切に機能していること。（生活環境への移行）。c) | ・近傍地下水中の放射性物質濃度の測定 |

注→a)→埋設の終了時点で周辺監視区域を廃止することを想定した。
→ b)→この管理項目の中に設計，施工管理，施工時の品質管理を含む。
→ c)→施設設計及び地質条件に応じて監視場所，監視頻度，監視期間などを個別に設定し，移行抑制の監視，すなわち廃棄物埋設地からの漏出の監視と，生活環境への移行の監視を実施する。ただし，移行抑制の監視結果又は定期的な評価等の実施結果などを考慮し，監視場所，監視頻度，監視期間などを見直すことができる。
→ d)→“施設に起因する外部被ばく線量”とは，“廃棄物埋設施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による事業所周辺の公衆の外部被ばくの線量”のことをいう。
→ e)→“移行抑制が適切に機能していること”とは，設計・安全評価の時点で見込んだ移行状況を有意に逸脱する事象が生じていないことを意味する。具体的には，放射性物質の移行状況が安全評価において想定した程度あるいはそれ以下に収まっていることをいう。

表 3　ピット処分の段階移行要件と確認方法

| 段階移行時期 | 段階移行要件 | 確認方法 |
|---|---|---|
| 埋設段階から保全段階へ移行する時期 | 覆土の施工が完了していること。 | 施工完了時の覆土の検査 |
| | 廃棄物埋設地の閉じ込めの機能が確保されていること。 | 廃棄物埋設地に係る保全，監視の結果 |
| | 廃棄物埋設施設の長期的な安全性が確保される見通しがあること。 | “定期的な評価等”の結果 |
| 周辺監視区域の廃止時 | 所要期間の後で，覆土に陥没，沈下がないこと。 | 巡視・点検の結果から覆土の陥没，沈下がなかったこと又は必要に応じて修復の措置が講じられていることを表わす保全記録 |
| | 廃棄物埋設地の移行抑制が適切に機能していること。 | 監視の結果 |
| | 放射能が減衰していること。 | “第二種廃棄物埋設に関する記録”に基づく計算結果 |
| | 廃棄物埋設施設の長期的な安全性が確保される見通しがあること。 | “定期的な評価等”の結果 |

表 4　トレンチ処分の段階移行要件と確認方法

| 段階移行時期 | 段階移行要件 | 確認方法 |
|---|---|---|
| 埋設段階から保全段階へ移行する時期 | 覆土の施工が完了していること。 | 施工完了時の覆土の検査 |
| | 廃棄物埋設地の移行抑制が適切に機能していること。 | 監視の結果 |
| | 放射能が減衰していること。 | “第二種廃棄物埋設に関する記録”に基づく計算結果 |
| | 廃棄物埋設施設の長期的な安全性が確保される見通しがあること。 | “定期的な評価等”の結果 |

## ２．記録

### 2-1. 一般

低レベル放射性廃棄物処分における記録管理は，廃棄物埋設地の適正な維持管理のために必要な記録を適切に保存することによって廃棄物埋設地の保全，第二種廃棄物埋設事業の廃止以降の処分場の安全性を保証するために必要なものであり，ここに廃止措置の開始まで及び廃止措置の開始以降において保管すべき記録の項目及びその保存方法についての留意事項を規定する。

注記　法令で義務づけられている記録事項については事業規則に定められている。

### 2-2. 第二種廃棄物埋設事業期間における記録

（1）記録の項目

低レベル放射性廃棄物の処分において取得される立地，廃棄物，施設設計・建設，施設検査，安全評価，操業・管理，保全・保守，覆土の施工，定期的な評価等，防護措置などに係るデータを含む情報を対象に，それらの安全確保上の重要度を検討し，廃止措置の開始まで保存すべき記録項目を選定する。

（2）記録の保存方法

管理期間中にあっては，人が直接知覚でき，廃止措置の開始までの期間の保存性に配慮した素材（例　耐久性の優れた紙）によって記録を作成するとともに，バックアップとして，電磁的方法によって記録を作成し，保存することができる。また，電磁的方法による記録は，そのデータの劣化，入力方式の変更及び電子機器の進化などを考慮して，適宜更新作業を行う。

（3）記録の保存期間

廃棄物埋設地の保全に支障をきたす事象を抑制するために必要な情報及び廃止措置に必要な情報の記録

の保存期間は，所管行政庁の長の廃止措置の終了確認を受けるまでとする。

### 2-3. 第二種廃棄物埋設事業の廃止時の記録

（1）記録の項目

処分場に関する記録情報は，将来世代の人々が，現世代が残した放射性廃棄物処分場の不認知による偶発的な侵入を避けるため，また処分場に埋設された放射性廃棄物及びその周辺の区域の再利用を考える場合に有用なものとする。また，第二種廃棄物埋設事業の廃止以降において，処分に関する記録情報の管理を引き継ぐ公的機関などが有効に活用できるものとする。これらの点を考慮して，廃止措置の開始までに保存した記録項目の中から同事業の廃止以降に保存すべき記録項目を選定する。

記録項目の選定，重要度，保存時間の検討例を**表 5** に示す。

（2）記録の保存方法

第二種廃棄物埋設事業の廃止以降の記録にあっては，長期的な保存の必要性があることから耐久性のある素材を用いるなどの記録の保存方法を採用することが望ましい。

**表 5　記録項目の重要度と保存期間の検討（例）**

| 分類 | 記録項目 | 事業規則<br>（保存期間） | 記録の意義 | | 保存期間 | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 廃棄物埋設地の維持管理 | 偶発的な侵入の抑制，跡地利用情報 | 廃止措置の開始まで | 廃止措置の開始以後 |
| 処分場の地理的な位置及びサイトデータ | 気象，地盤，水理，地震，社会環境 | 第二条，第三条<br>事業許可申請 | 有益 | 有益 | ○ | ○ |
| | 積算降雨量 | 第十三条 記録（廃止まで） | 有益 | — | ○ | — |
| | 地下水の水位 | 第十三条 記録（廃止まで） | 有益 | — | ○ | — |
| 廃棄体（又は放射性廃棄物）の情報 | 埋設した放射性廃棄物の種類，数量，放射性物質の数量，埋設した日，埋設を行った場所，埋設に関する確認結果（確認証） | 第七条 廃棄体確認申請<br>第八条 廃棄物の技術基準<br>第九条 確認証<br>第十三条 記録（廃止まで）<br>第二十条 保安規定 | 有益 | 有益 | ○ | ○ |
| | 事業所で用いた資材などに含まれる放射性廃棄物の放射能濃度確認の記録 | 第十三条 記録（搬出後十年間） | 有益 | — | ○ | — |
| 処分場の設計，建設 | 廃棄物埋設施設の設計図，構造図，設計計算書，図面，工事工程表，埋設計画，それらの検査結果（確認証も含む） | 第四条 施設確認申請<br>第六条 施設の技術基準<br>第九条 確認証<br>第十三条 記録（廃止まで）<br>第二十条 保安規定 | 有益 | 有益 | ○ | ○ |
| 安全評価 | 被ばく管理，廃棄の説明書<br>操業上の故障などに関する説明書 | 第二条，第三条<br>許可申請書 | 有益 | 有益 | ○ | ○ |
| 処分場の操業，管理・監視 | 運転記録 | 第二十条 保安規定 | 有益 | — | ○ | － |
| | 放射線管理記録 | 第十三条 記録（十年以内） | — | — | — | — |
| | 地下水中の放射性物質濃度の記録<br>（閉じ込め，移行抑制の監視結果など） | 第十三条 記録（廃止まで） | 有益 | 有益 | ○ | ○ |
| 処分場の保全，保守，事故 | 埋設保全区域の設定 | 第十七条 廃棄物埋設地の保全 | 有益 | 有益 | ○ | ○ |
| | 巡視・点検の結果 | 第十六条 巡視及び点検 | — | — | — | — |
| | 廃棄物埋設地に係る保守記録 | 第十三条 記録（廃止まで） | — | — | — | — |
| | 廃棄物埋設地の修理記録 | 第十三条 記録（廃止まで） | 有益 | 有益 | ○ | ○ |
| | 廃棄物埋設地の事故記録 | 第十三条 記録（廃止まで） | 有益 | 有益 | ○ | ○ |

標準委員会セッション 2「低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る覆土の施工方法及び施設の管理方法」: 201X 改定標準案の概要について」

# （3）新規制基準に対応した主な標準改定内容について ［2］(箇条 5 覆土の施工方法、箇条 6 保安のために講ずべき措置)

(3) The main revise contents based upon the new Regulation Chap.5 Construction technique of the Cover-Soil and Chap.6 The measure which should be taken for the Safety Control

新堀雄一[1]，吉原恒一[2]，*関口高志[3]，
[1]東北大学，[2]原子力安全推進協会，[3]戸田建設㈱

## 1. 覆土の施工方法

### 1-1. 一般

ピット処分及びトレンチ処分における覆土は，所要の期間，廃棄物埋設地からの放射性物質の移行を抑制するために，次に示す二つの管理措置の目的を考慮して設計及び施工する。

**a)** 陥没のような大きな変形が生じる原因となる空隙が残らないこと。

**b)** ピット処分における埋設した物及び埋設設備又はトレンチ処分における埋設した物が容易に露出しないこと。この目的のために実施する覆土の浸食対策の種類及び特徴を**表 1** に示す。

**表 1　覆土の浸食対策の種類及び特徴**

| 浸食対策 | | | 特徴 |
|---|---|---|---|
| 覆土の物性形状 | 物性 | ・覆土材，施工法 | 覆土沈下の影響を受けやすく，定期的な維持管理が必要になる。 |
| | 形状 | ・排水勾配の付与 | 覆土沈下の影響を受けやすく，単独では浸食抑制効果が低いため雨水排水工と併用される場合が多い。 |
| | | ・余盛り | 定期的な維持管理が必要になる場合がある。 |
| 覆土表面 | | ・植栽 | 周辺環境との調和を図りやすく，覆土沈下の影響を受け難い反面，植物種の選定に当たっては，地域への適正又は寿命，病気への抵抗性などに配慮する必要がある。また，覆土表面の土壌改良が必要になる場合がある。 |
| | | ・雨水排水工 | 浸食対策としての効果は高い反面，覆土沈下の影響を受けやすいため，定期的な維持管理が必要になる。 |
| | | ・人工材料（砕石，栗石など）の敷設 | 浸食対策としての効果が高く，覆土沈下の影響を受け難い反面，周辺環境との調和面で配慮が必要である。また定期的な維持管理が必要になる場合がある。 |

### 1-2. 覆土材の選定方法

覆土材は，覆土の基本安全機能を確保するために，**a)** 覆土材の材料条件の安定性，**b)** 施工完了時の締固め達成度，**c)** 力学的安定性，**d)** 耐浸食性の四つの技術的要件を備えるように選定する。覆土に止水性能を期待してベントナイトを配合する場合の配合率と透水係数の関係の事例を**図 1** に示す。

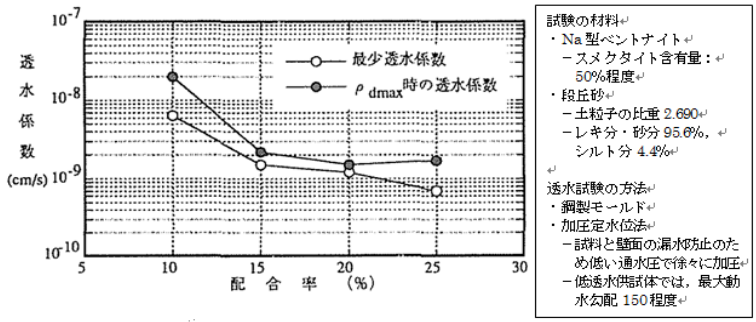



**図 1　ベントナイト配合率と透水係数**

Yuichi Niibori[1], Kouichi Yoshihara[2] , *Takashi Sekiguchi[3]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Safety Institute, [3]Toda Corporation.

**1-3. 覆土の安定化**

覆土は，覆土材を後述する **1-4.**の施工方法で設計どおりに埋め戻すことによって，**1-1 a)**及び **b)**の目的を達成させるものとする。ピット処分では，覆土の厚さを確保するために，覆土の変形量の予測評価結果に基づいて，必要に応じて，変形に対して余盛り（覆土の施工後の変形(沈下)を見越して，施工直後の覆土厚さを設定すること）又はこれに類する措置を講じる。なお，覆土の厚さは，植物の根の伸長又は動物の侵入によって，**1-1.** で述べた **a)**及び **b)**の要件が阻害されないように決定する。

**1-4. 施工方法**

**（１）施工計画**

覆土の構造条件及び施工条件を勘案し，全体工程，施工方法，覆土材の製造方法，品質管理及び検査の計画を策定する。施工計画が **1-2.**で示した覆土材の技術的要件を確保できるものであることを，施工試験又はこれに準ずる適切な方法で確認する。工事の途中で施工の変更を行う場合には，覆土材の技術的要件を満足するように施工計画の変更を行う。

**（２）施工**

覆土の施工方法の選定に当たり，施工時の雨水及び湧水対策を十分に検討し，覆土材の技術的要件を確保できるような施工方法を選択する。また，施工機械の選定にあたっては，覆土材の締固め特性を把握し，十分な締固め能力をもつ機械を選択するとともに，ピット処分における埋設設備に接する部分又はきょうあい(狭隘)部，又はトレンチ処分における埋設した物の周辺部分，及び周辺地盤に接する部分についても覆土材の技術的要件を確保できるよう留意する。また，施工時の気象条件が覆土材の技術的要件を確保するために適切でないと判断される場合には，施工を中断する。なお，トレンチ処分において埋設した物の空隙に起因して覆土に陥没のような大きな変形が生じるおそれがある場合には，空隙を充填する又はこれに準ずる施工上の適切な措置を講じる。

**（３）施工品質管理**

品質管理は，所定の基本安全機能を有する覆土を確実に施工することを目的に実施し，その項目は，覆土材の技術的要件に基づき抽出する。試験方法は，日本工業規格又は（公社）地盤工学会などの団体規格として定められた方法に準じる。

**2. 保安のために講ずべき措置**

**2-1. 遮蔽に係る措置**

廃棄物埋設施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による事業所周辺の公衆の外部被ばくの放射線量（以下，“施設に起因する外部被ばく線量”という。）を十分に低減できるよう，遮蔽の設計に基づき，遮蔽その他適切な措置を講じる。廃棄物埋設施設のうち，遮蔽の機能を持たせる部位は，平常時における施設に起因する外部被ばく線量の評価結果が，周辺監視区域外の線量限度を超えないことはもとより，As Low As Reasonably Achievable（ALARA）の考え方の下，合理的に達成できる限り十分に低いものとなるように設計する。また廃棄物埋設施設に事故・異常が発生した場合においても，施設に起因する外部放射線による公衆の放射線障害が生じることがないよう設計する。遮蔽の設計にあたっては，敷地の地形条件，線源となる放射性廃棄物又は廃棄体の条件，操業条件，周辺監視区域又は埋設保全区域の範囲と設置の時期，評価対象者の条件を考慮する。

**2-2. 閉じ込め又は移行抑制の監視**

事業者は，処分の方法と段階とに応じて閉じ込め又は移行抑制に係る監視を実施し，これらの監視結果に基づき必要な措置を講じる。

**（１）共通的な監視**

基本安全機能である閉じ込めが設計どおりに機能していること，及び移行抑制が適切に機能し，一般公

衆の安全が確保されていることを確認するため，**表 2** に示すような閉じ込め又は移行抑制に係る監視を実施する。閉じ込めの監視又は廃棄物埋設地からの漏出の監視に当たっては監視のための設備の設置による施設安全性能への影響を考慮し合理的で適切な監視を実施する。

**表 2 閉じ込め又は移行抑制に係る監視**

| 監視の種類 | | 閉じ込めの監視 | 移行抑制の監視 | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 廃棄物埋設地からの漏出の監視 | 生活環境への移行の監視 |
| 具体的監視方法 | ピット処分 | ［埋設段階］<br>近傍地下水中の放射性物質濃度の測定 | ［保全段階］<br>近傍地下水中の放射性物質濃度の測定 | ［保全段階］<br>周辺監視区域内の地下水中 a)の放射性物質濃度の測定 |
| | トレンチ処分 | ― | ― | ［埋設段階］<br>周辺監視区域内の地下水中 b)の放射性物質濃度の測定<br>［保全段階］<br>近傍地下水中の放射性物質濃度の測定 |

**注** a) 周辺地下水中で実施可，周辺監視区域の廃止後は敷地境界付近で実施可
b) 周辺地下水中で実施可

### (2) ピット処分における監視

ピット処分においては，**表 2** に示す閉じ込めの監視を埋設段階に実施する。また，**表 2** に示す移行抑制の監視として廃棄物埋設地からの漏出の監視，及び生活環境への移行の監視を保全段階に実施する。閉じ込め又は移行抑制の監視結果又は定期的な評価等の実施結果を考慮し，監視場所，監視頻度，監視期間などを見直すことができる。ピット処分への監視の適用の例（保全段階）として，放射性物質の移行状況を広範囲かつ迅速に検知できるよう考慮して設定した近傍地下水採取場所の配置例を**図 2** に示す。

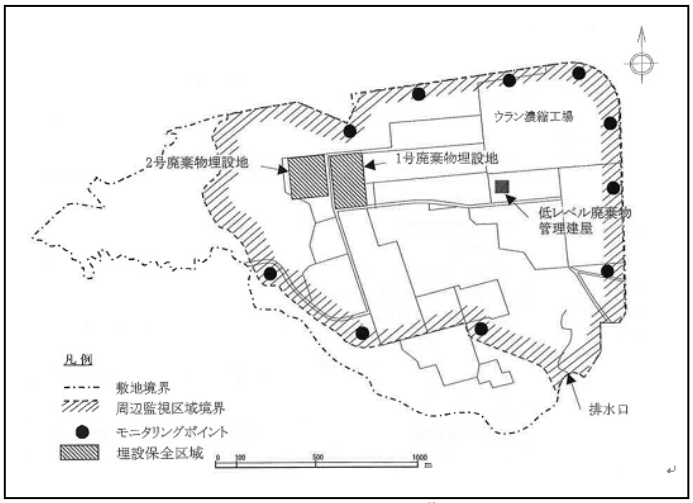



**図 2 埋設センターの地下水監視設備設置場所 1)と近傍地下水の採取場所の設定例**

1) 日本原燃(株),“濃縮・埋設事業所廃棄物埋設施設保安規定”，2014 年 11 月 18 日施行，(2014).

### (3) トレンチ処分における監視

トレンチ処分においては，**表 2** に示す移行抑制の監視のうち，放射性物質の生活環境への移行の監視を埋設段階及び保全段階に実施する。移行抑制の監視結果又は定期的な評価等の実施結果を考慮し，監視場所，監視頻度，監視期間などを見直すことができる。

## 2-3. 飛散防止のための措置

事業者は，コンクリート等廃棄物を埋設する場合に廃棄物埋設地の外に放射性物質が飛散するおそれがあるときは，飛散防止のための措置を講じる。飛散防止のための措置には，放射性固体廃棄物の落下防止

のために必要な措置を含む。飛散防止のための措置が必要となるのは埋設段階である。ただし，覆土の施工などにより飛散のおそれがない状態になれば飛散防止のための措置は不要となる。

廃棄物を容器などに収納することにより飛散防止のための措置が講じられている廃棄物を定置する場合は，飛散防止の機能を失うような容器などの損傷を発生させないために，作業手順を遵守するなどの必要な措置を講じる。テントなどで飛散防止措置を講ずる場合は，それらの設備に異常がないことを確認する。

**2-4. 周辺監視区域における措置**

事業者は，周辺公衆の放射線防護の観点から周辺監視区域を定めるとともに，周辺監視区域外の線量限度，濃度限度を超えないように，管理しなければならない。事業者は，廃棄物埋設地に放射性廃棄物又は廃棄体の受入れを開始する前から周辺監視区域を定め，次に掲げる措置を取らなければならない。

— 人の居住を禁止すること。

— 境界に柵又は標識を設け，周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の者の立入りを制限すること。当該区域に人が立ち入るおそれのないことが明らかな場合は，この限りでない。ピット処分及びトレンチ処分では，周辺監視区域の設定以後，周辺監視区域に係る監視を行い，施設に起因する外部被ばく線量及び放射性物質濃度が法令に定める周辺監視区域外の線量限度及び濃度限度を超えていないことを確認する。これらの処分における周辺監視区域に係る監視を**表 3** に示す。

**表 3 周辺監視区域に係る監視**

| 監視対象 | 周辺地下水中の放射性物質濃度 | 施設に起因する外部被ばく線量 |
|---|---|---|
| 監視場所 | 周辺監視区域 | 周辺監視区域 |
| 監視頻度 | 1 回/月 | 1 回/月（ただし，すべての廃棄物埋設地を土砂などで覆うまでは 1 回/週とする。） |
| **注記** この標準では規定しないが，法令要求として，附属施設の排気・排水における放射性物質濃度の監視，事業所内における降雨，地下水の水位の監視がある。 | | |

**2-5. 廃棄物埋設地に係る保全**

事業者は，放射性廃棄物又は廃棄体を埋設した廃棄物埋設地の現状を保全するための措置を講じる。廃棄物埋設地を保全するための措置に係る管理項目は，埋設保全区域の設定並びに保全のための巡視・点検及び維持管理である。事業者は，ピット処分及びトレンチ処分において，廃棄物埋設地に放射性廃棄物又は廃棄体を埋設する前から廃止措置計画の認可を受けるまでの期間，特に管理の必要な場所を埋設保全区域として設定する。また，埋設保全区域を他の場所と区分する標識，フェンス又は同様の設備，及び立札又は同様の掲示設備を設置する。なお，各処分方法において，周辺監視区域の設定による立入り制限，及び廃棄物埋設施設についての巡視・点検を行う期間においては，これらの管理のなされる区域には保全のための措置と同等な管理がされる。事業者は，ピット処分及びトレンチ処分において，放射性廃棄物の各処分の方法，周辺監視区域の設定及び廃止，廃棄物埋設地における処分の進捗に応じて，廃棄物埋設地に係る保全のために次の措置を行う。

①埋設保全区域の巡視・点検，②廃棄物埋設地の機能を損なうおそれがある異常が覆土に見つかった場合，その修復措置，③標識・フェンス又は同様の設備及び立札又は同様の掲示設備の維持管理，④農耕等の特定行為の禁止又は制約，⑤監視設備及び測定設備の維持管理

**2-6. 定期的な評価等**

（1）概要及び計画

事業者は，あらかじめ立てた計画に従い，事業の開始から廃止措置の開始までの適切な時期に定期的な評価等を実施する。定期的な評価等では，適用可能な最新の技術的知見（以下，“最新知見”という。）を反映した評価を行い，許可基準規則への適合性を確認し，その結果に基づいて必要な措置を講じる。最

新知見は，国内外の研究開発・技術開発成果等で得られる知見，日常的な保安活動によって得られるデータに加え，定期的な評価等のために取得するデータも合わせて収集する。定期的な評価等の実施に際しては，最新知見の収集，最新知見を反映した評価の実施，評価の結果に基づく措置のそれぞれに対して適切な時期に計画を立てる。最新知見の収集を行うに当たり，毎年又は適宜，最新知見の対象と収集の方法，スクリーニング，分析・評価についての計画を立て，あるいは計画の見直しを行う。

（2）最新知見の収集

最新知見の収集の計画に従い，国内外の研究開発・技術開発成果等についての文献などの最新知見を収集する。また，日常的な保安活動によって得られるデータについて，事業の進展に伴い得られる最新知見として収集する。これらの最新知見は，適宜スクリーニングを行い，技術的に適用可能なものを抽出し，定期的な評価等のために取得したデータと合わせて，適宜，分析・評価を行う。その後，定期的な評価等を行うまで，事業規則に定められた申請書添付書類の記載事項を更新するために必要な最新知見として蓄積する。

（3）最新知見を反映した評価の実施

最新知見を反映して核燃料物質等による放射線の被ばく管理に関する評価を行う。ここでは，申請書類の記載事項に最新知見を反映し，許可基準規則に基づき評価を行い，許可基準規則への適合性を確認する。

（4）評価の結果に基づく措置

最新知見を反映した評価の結果を踏まえて，廃棄物埋設施設の保全のために必要な措置を講じる。その際には，保安活動の計画，実施，評価及び改善並びに品質保証計画の改善を行う。なお，放射能の減衰に応じた第二種廃棄物埋設についての保安のために講ずべき措置を変更するために定期的な評価等を行う場合には，評価の結果を踏まえ，措置を変更することの妥当性が認められる十分な根拠を確認したうえで，措置についての内容，手順などを変更する。最後の定期的な評価等の結果は，廃止措置計画の認可の申請に資するものとし，認可後には，定期的な評価等を実施しない。

定期的な評価等を構成する各管理措置の項目と内容を，PDCA サイクルとして，**図 3** に示す。

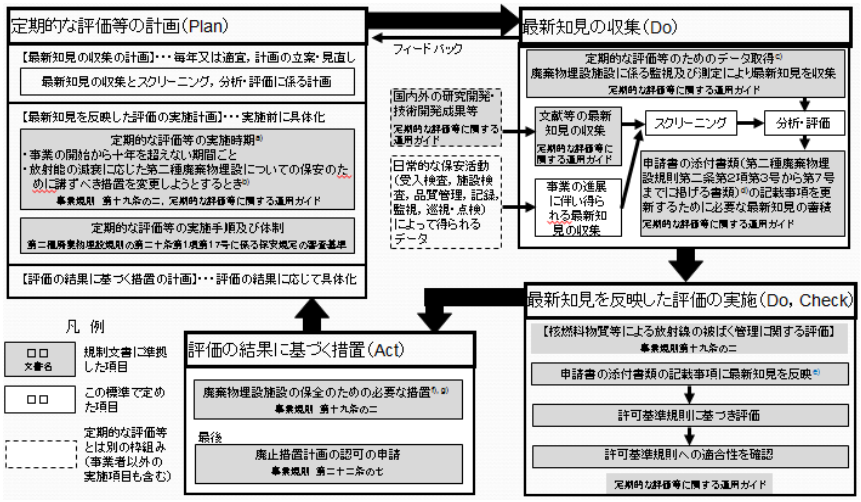



**図 3　定期的な評価等の PDCA サイクル**

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:20 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [2C10-15] Study for Reactor dismantling including application for Fukushima 1

Chair: Norikazu Kinoshita (Shimizu Corporation)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [2C10] Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

1. Strategy for the Sampling from the Reactor Structure and Demonstraton of the Elemental Technology for the Reactor Dismantling

*Hiroki IWAI[1], Yasuyuki NAKAMURA[1], Hidehiko MATSUO[1], Hiroyuki MIZUI[1], Kazuya SANO[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [2C11] Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

2. Development of the Sampling Device for Reactor Structure

*Kimihiko MATSUO[1], Tatsuhiko ISHITOBI[1], Hiroshi OKA[1], Hiroki IWAI[2], Hidehiko Matsuo[2], Yasuyuki NAKAMURA[2], Kazuya SANO[2] (1.MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, 2.Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [2C12] Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

3. Demonstration of the laser cutting technology in Reactor facility

*Yasuyuki Nakamura[1], Hiroki Iwai[1], Kazuya Sano[1], Kousuke Yamamoto[1], Kenta Aratani[1] (1.JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [2C13] Development on processing technology with combination of laser and water jet for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Capability of the processing technique

*Toshihiko Takebe[1,3], Toshihide Hanari[1], Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[1], Ippei Ishizuka[2], Shinya Ohmori[2], Koichi Kurosawa[2], Gou Sasaki[3], Masahiro Nakada[3], Hideaki Sakai[3] (1.JAEA, 2.HGNE, 3.SUGINO)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

### [2C14] Development on processing technology with combination of laser and water jet for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2)Observation of gouging processes using a high speed camera

*Toshihide Hanari[1], Toshihiko Takebe[1,3], Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[1], Ippei Ishizuka[2], Shinya Ohmori[2], Koichi Kurosawa[2], Gou Sasaki[3], Masahiro Nakada[3], Hideaki Sakai[3] (1.JAEA, 2.HGNE, 3.SUGINO)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

### [2C15] Evaluation of dust emissions associated with the rubble removal of reactor building top of Fukushima Daiichi nuclear power plant

Reduction measures and grasp of dust emission under demolition in the open air under the influence of wind

*yuta shinki[1], hiroshi mochizuki[1], kazuya suenaga[1], kei ogino[1], kenji takagi[2], makoto masuda[2], yuichi tsukahara[3], takao himeno[3] (1.TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY HOLDINGS, 2.KAJIMA CORPORATION, 3.SHIMIZU CORPORATION)

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

# 「ふげん」原子炉解体に係る技術開発 その 2
# （1）試料採取計画及び原子炉解体要素技術実証計画

Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

1. Strategy for the Sampling from the Reactor Structure and Demonstration of the Elemental Technology for the Reactor Dismantling

*岩井 紘基[1]，中村 保之[1]，松尾 秀彦[1]，水井 宏之[1]，佐野 一哉[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

「ふげん」では、原子炉を遠隔水中にて解体する計画であり、原子炉解体に向けた技術開発を進めている。今年度は、高線量環境、複雑狭隘な構造である原子炉構造材の試料採取及び原子炉解体工法として選定したレーザ切断工法による実機の気中切断実証を計画しており、これらの知見を今後の遠隔解体装置設計等の技術開発に反映していく計画である。

**キーワード**：廃止措置，ふげん，原子炉解体，試料採取，レーザ

## 1. 緒言

「ふげん」の原子炉解体にあたっては、被ばく低減、工期短縮、解体物の合理的な廃棄体化等を考慮することが重要であり、放射能量を精度良く把握することが必要不可欠である。

このため、放射化計算による放射能インベントリ評価の精度向上を目的に、実機から試料を採取・分析し、実測データと比較するため、原子炉構造材からの試料採取に着手する。

また、「ふげん」原子炉解体の切断工法として選定したレーザ切断技術を用いて原子炉解体を安全かつ合理的に実施するため、既往の報告[1]のとおり、まずは気中雰囲気において実機設備への適用から段階的に実証を進める計画であり、関連する要素技術を実証していく。

## 2. 原子炉構造材からの試料採取計画

高線量環境、複雑かつ狭隘な構造である「ふげん」原子炉構造材を対象とした試料採取装置の開発を 2011 年度から開始し、2015 年度までに製作を完了した。今後、試料分析による放射能インベントリ評価を行うとともに、原子炉解体に向けた遠隔解体装置開発に資する観点から、今年度より本装置を用いた遠隔操作による試料採取技術の実証に着手する。2016 年度は「ふげん」の特有材料である圧力管等を対象に原子炉下部からアクセスして試料を採取する。採取する試料は、運転中の中性子照射履歴の計算結果に基づき、最大照射量となる圧力管を含めた複数箇所を計画している。

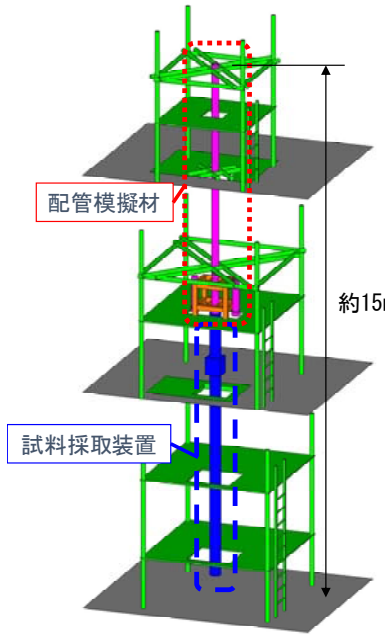



図 1　簡易モックアップ（原子炉下部）

これに先立ち、「ふげん」敷地内において試料採取の簡易モックアップ（図 1）を行い、作業員の操作習熟を含めた試料採取作業に係る一連の手順を確認する。

また、2017 年度以降は原子炉側部からアクセスし、制御棒案内管、炉心タンク、防振板から試料を採取する計画である。

## 3. 原子炉解体要素技術実証計画

レーザ切断技術を確立するため、まずは気中にて汚染の少ない実機設備から粗断された解体物の細断（二次切断）に適用し、検証・評価を行い、その後、設置してある状態の機器の切断（一次切断）実証を継続的に行いながら、知見や経験を蓄積する計画である。

また、原子炉側部からの試料採取作業（図 2）に合わせて、側部からのアクセス時に干渉する構造物を穿孔するために高線量雰囲気下におけるレーザ切断工法の適用を計画している。干渉する構造物は、直径約 5m、厚さ 25mm の炉心タンクであり、内部にアクセスするためレーザ切断工法により直径約 160mm の貫通口を穿孔する。この際、遠隔にて確実に炉心タンクを穿孔する観点から、事前にコールド材を用いたモックアップにて検証を行い、試料採取装置と連携した最適なレーザ照射条件を設定する計画である。

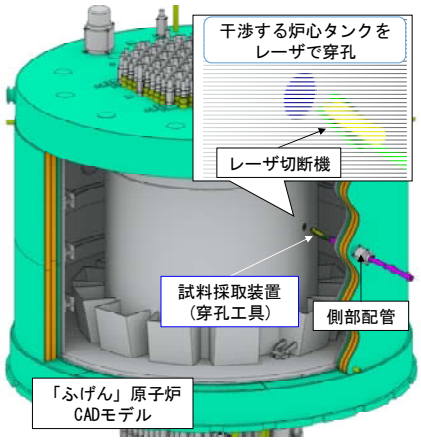



図 2　干渉構造物のレーザ穿孔

## 参考文献

[1] JAEA 佐野一哉他、「ふげん」原子炉解体に係る技術開発 -(3)レーザ切断技術による原子炉施設解体への実証計画-日本原子力学会 2015 年秋の大会 G17

*Hiroki Iwai[1], Yasuyuki Nakamura[1], Hidehiko Matsuo[1], Hiroyuki Mizui[1] and Kazuya Sano[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

# 「ふげん」原子炉解体に係る技術開発 その 2
# （2）原子炉構造材試料採取装置の開発

Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

2. Development of the Sampling Device for Reactor Structure

*松尾 公彦[1]，石飛 龍彦[1]，岡 寛[1]

岩井 紘基[2]，松尾 秀彦[2]，中村 保之[2]，佐野 一哉[2]

[1]三菱重工業，[2]日本原子力研究開発機構

「ふげん」では原子炉本体解体に向けた放射能インベントリ評価の精度向上を目的に、原子炉内部の構造材からの試料採取を計画している。今般、高線量環境でかつ複雑な構造で狭隘な炉心の特徴を踏まえ、炉外から既設の配管を活用することで炉心領域にアクセスし、遠隔操作で試料を採取する装置の開発を行った。

**キーワード**：廃止措置、ふげん、原子炉解体、試料採取装置

## 1. 緒言

「ふげん」の原子炉本体は、25 年間の運転による中性子照射によって構造材が放射化しており、定量的に放射能インベントリを評価し、原子炉解体方法や解体に伴い発生する放射性廃棄物の処理処分条件の検討に資することとしている。このため、複雑かつ狭隘な構造を有する「ふげん」の原子炉にアクセスし、構造材（圧力管、カランドリア管、炉心タンク、制御棒案内管、防振板）から試料を採取するための装置及び試料を採取する際に干渉する構造材を穿孔するための装置を開発する必要性があった。

## 2. 原子炉構造材試料採取装置の開発

2014 年度に原子炉下部から挿入する圧力管、カランドリア管の試料採取装置を開発[1]したが、今般、先の構成機器を一部共用した上で炉心タンク側部から装置を挿入し、干渉する構造材の穿孔ならびに炉心タンク、制御棒案内管及び防振板から試料を採取する装置を開発した。伸縮・回転・屈曲機構を設けることで、炉心水平、鉛直方向に試料採取を可能としている。

また、高強度の構造材を切削する際に発生する反力を受けるため、装置先端部を周囲の原子炉構造材に固定する機構を持たせた。これにより長尺な装置を撓みなく固定することができ、遠隔からの切削作業の信頼性が向上し、安定して試料を採取することを可能とした。

なお、本装置には除染及び試料回収機能を備えており、汚染拡大防止を図りつつ装置内において簡易の遮へい容器に収納することができ、装置先端部にはカメラや照明、硬度測定器も設置することができるなど、操作性と多様性を考慮した。

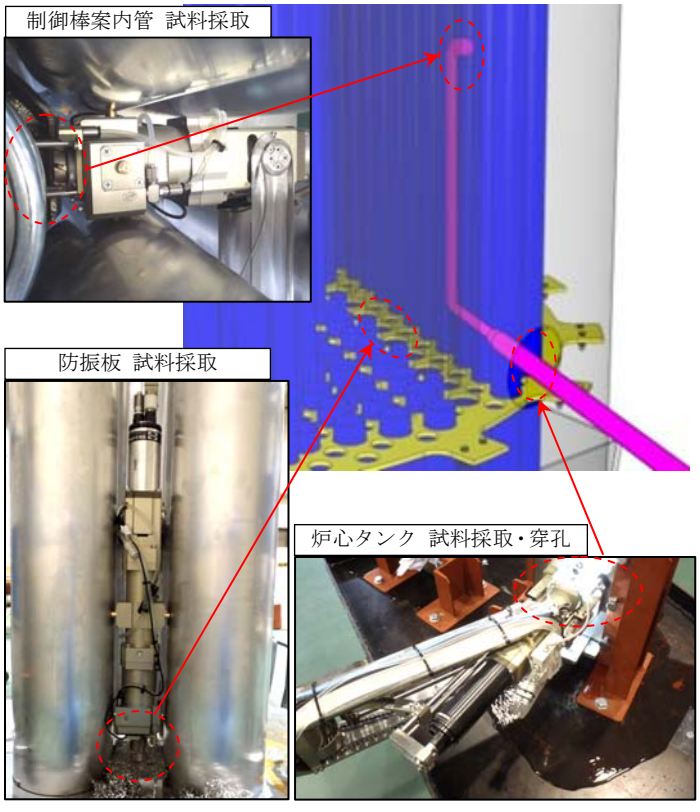



図 1 側部挿入型 試料採取装置

## 3. 結論

今回開発した試料採取装置の検証は、工場に設置した簡易モックアップを用いて、原子炉を構成する複数の構造材の模擬材から正常に試料採取できることで確認した。今年度から、実機での試料採取に向けたトレーニングなどの準備及び試料採取作業を JAEA 主体で進めていく予定である。

## 参考文献

[1] JAEA 岩井紘基他、「ふげん」原子炉解体に係る技術開発 -（2）原子炉構造材試料採取に係る装置開発及び今後の計画- 日本原子力学会 2015 年秋の大会 G16

*Kimihiko Matsuo[1], Tatsuhiko Ishitobi[1], Hiroshi Oka[1], Hiroki Iwai[2], Hidehiko Matsuo[2],Yasuyuki Nakamura[2],and Kazuya Sano[2]
[1]MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, [2]Japan Atomic Energy Agency

# 「ふげん」原子炉解体に係る技術開発 その 2
# （3）原子炉施設におけるレーザ切断工法の実証

Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

3. Demonstration of the laser cutting technology in Reactor Facility

*中村 保之[1]，岩井 紘基[1]，佐野 一哉[1]、山本耕輔[1]、荒谷 健太[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

「ふげん」の原子炉解体は、国内外の廃止措置の実績調査や切断試験の結果等を踏まえ、切断工法として工期短縮及び二次廃棄物低減等に優位と考えられるレーザ切断工法を選定した。しかしながら、これまで国内外の原子炉施設の解体作業にレーザ切断工法を適用した実績がないことから、まずは多関節ロボットとレーザ切断ヘッドを組合せた気中レーザ切断システムを構築し、「ふげん」の管理区域内において実機解体物を対象に切断実証を行った。

**キーワード**：ふげん，廃止措置，レーザ，切断技術

## 1. 緒言

「ふげん」原子炉解体の切断工法として選定したレーザ切断工法は、これまで原子炉施設への適用実績がないことから、まずは気中において多関節ロボットとレーザ切断ヘッドを組合せた切断実証を行う計画としている。今回は、同じ熱的切断工法であり、廃止措置作業への適用実績のあるプラズマアーク切断工法と同じ汚染拡大防止対策をレーザ切断工法にも適用できることを確認するために、レーザ切断及びプラズマアーク切断時に発生する粉じんデータを取得し、比較評価を行った。これらの結果を確認後、管理区域での解体作業に適用し、実機構造物を対象とした気中レーザ切断を実証した。

## 2. レーザ切断実証

### 2.1 切断粉じん比較評価試験（コールド環境）

板厚 10mm の炭素鋼及びステンレス鋼の平板について、レーザ切断及びプラズマアーク切断時に発生する粉じんをローブレッシャーインパクタ(LP-20)を用いて切断エリア内の空気を切断後約 1 時間吸引し、粒径分布を取得した。

(1) レーザ切断条件

出力：10kW
アシストガス：Air / 約 200L/min
スタンドオフ：20mm
切断速度：300mm/min、1,000mm/min

(2) プラズマアーク切断条件

出力：600A
プラズマガス：Ar / 約 60L/min、$H_2$ / 約 30L/min
シールドガス：Air / 約 40L/min
スタンドオフ：10mm
切断速度：300mm/min、1,000mm/min

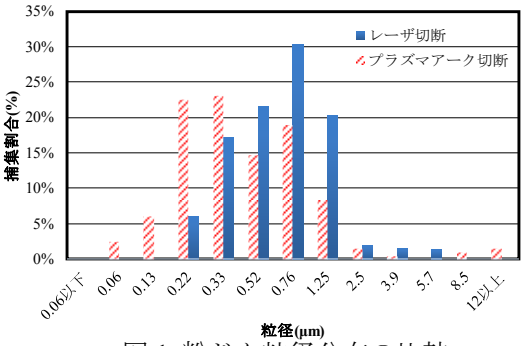



図 1 粉じん粒径分布の比較
（ステンレス鋼 板厚 10mm、切断速度 1,000mm/min）

### 2.2 実機構造物を対象とした気中レーザ切断実証（ホット環境）

原子炉冷却材浄化系の解体作業で発生した 3B(sch80)ステンレス配管の二次切断にレーザ切断工法を適用し、切断実証を行った。

レーザ切断条件

出力：10kW
アシストガス：Air / 約 400L/min
スタンドオフ：10mm
切断速度：2,000mm/min、2,500mm/min

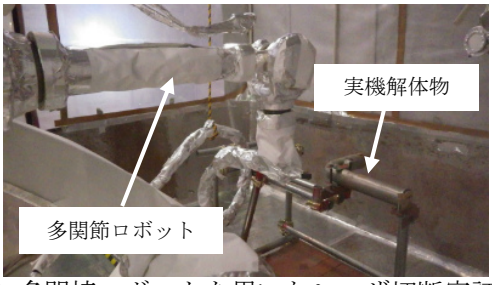



図 2 多間接ロボットを用いたレーザ切断実証




図 3 実機解体物の二次切断

## 3. 結果及びまとめ

非管理区域(コールド環境)で実施した切断時に発生する粉じんの粒径に対する捕集割合を図 1 に示す。レーザ切断時は 0.76μm に粒径のピークがあり、プラズマアーク切断時は更に細かい粒径の粉じんが発生していることが分かる。このことから、廃止措置作業で適用実績のあるプラズマアーク切断工法と同様の HEPA フィルタ(0.3μm の粒子を 99.97%以上捕集)を用いた汚染拡大防止対策が適用できることを確認した。

これらの結果を受けて、管理区域(ホット環境)においても、実機解体物の二次切断にレーザ切断を適用し、安全かつ高速で切断できることを実証した。今後、これらの知見と経験を活かしつつ、一次切断にも適用し切断実証を行っていく計画である。

*Yasuyuki Nakamura[1], Hiroki Iwai[1], Kazuya Sano[1], Kousuke Yamamoto[1] and Kenta Aratani[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

# 東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた レーザーと水噴流の複合加工技術の開発 （1）加工特性の評価

Development on processing technology with combination of laser and water jet for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(1) Capability of the processing technique

*武部 俊彦[1,3]、羽成 敏秀[1]、山田 知典[1]、大道 博行[1]、石塚 一平[2]、大森 信哉[2]、
黒澤 孝一[2]、佐々木 豪[3]、中田 正宏[3]、酒井 英明[3]
1.JAEA, 2.日立 GE, 3.スギノマシン

福島第一原子力発電所の燃料デブリ・炉内構造物の取出し作業へのレーザー加工技術適用に向けた研究開発を進めている。本発表では、レーザー加工と水噴流の技術複合化による廃炉作業への適用性について、除去加工特性の観点での評価結果を報告する。

**キーワード：** レーザー加工、水噴流、廃炉

## 1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた燃料デブリ･炉内構造物の取出し作業においては、放射性物質の拡散を抑制しつつ、遠隔操作で対象物へのアクセス･除去･回収可能な除去加工技術が必要とされている。これまでに様々な除去加工法が提案されており、その中でレーザー光を用いた熱切断加工法は非接触加工であることから機械的な工法と比較すると機器の小型化が可能であり遠隔操作装置への搭載が容易となる。しかし、放射性物質の拡散抑制を目的とした作業空間の圧力管理の観点から溶融部位を大量のアシストガスを用いて吹き飛ばす従来の切断加工法を適用することは困難である。また、燃料デブリにおいては形状、大きさが不明瞭であるため、切断加工によって溶融部位を裏側に吹き飛ばし回収することは困難である。本研究はアシストガスよりも圧力管理の容易な水噴流を用い、且つ非貫通加工によって溶融部分を表側から除去、回収する手法を提案するものである。

## 2. 実験方法

図 1 に示すように炉内構造物としても用いられているステンレス鋼（SUS304）試験体にファイバーレーザー約 6kW（λ=1070～1080nm）の光を 1 秒間定点照射し、同時に水を噴射させ、照射後の加工深さ、加工重量の測定を行った。噴射方式としては連続噴射式に加え、噴射・休止を繰り返した間欠噴射式も用いた。さらに照射位置を走査させ、1 パス及び水平方向にパスを重ね合せた削り出し加工を実施した。

## 3. 実験結果

図 2 に示すように、定点照射においてはレーザー照射箇所に穴が形成された。連続噴射式では、流量の上昇とともに加工重量が小さくなることが確認された。尚、低流量においては照射後の試験体上面に溶融固化物の固着が確認された。一方で間欠噴射式では、休止時間に対する噴射時間の割合の低下とともに加工重量が増加し、連続噴射式での最大加工重量を上回る結果となった。尚、この際に試験体表面上に溶融固化物は確認されなかった。図 3 は間欠噴射式で削り出し加工を行った結果であり、1 パスの加工溝（図中左）、水平方向にパスを重ね合せた加工溝（図中右）を示している。いずれの場合においても溝内、溝脇への溶融固化物の固着はなかった。

## 4. 結論

レーザー光と間欠噴射式との組合せにより非貫通加工において溶融固化物の固着の少ない除去加工が可能であり、廃炉作業への適用性が高いことを明らかにした。この結果を受けて、放射性物質拡散のない適切な回収系を設けることにより除去部分の安全な回収が可能となる。

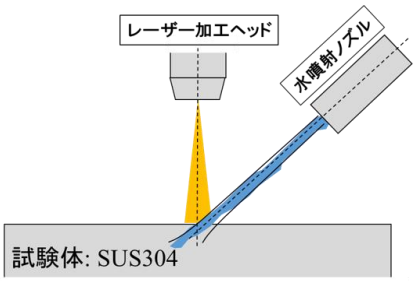



図 1 実験時のセッティング




図 2 定点照射後の加工痕

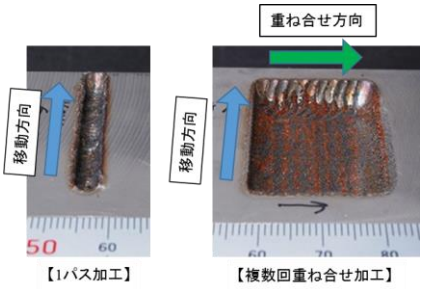



図 3 削り出し加工例

*Toshihiko Takebe[1,3], Toshihide Hanari[1], Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[1], Ippei Ishizuka[2], Shinya Ohmori[2], Koichi Kurosawa[2], Gou Sasaki[3], Masahiro Nakada[3], Hideaki Sakai[3]
[1]JAEA, [2]HGNE, [3]SUGINO

# 東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた レーザーと水噴流の複合加工技術の開発 （2）高速度カメラによる観察

Development on processing technology with combination of laser and water jet for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(2) Observation of gouging processes using a high speed camera

*羽成 敏秀[1]，武部 俊彦[1,3]，山田 知典[1]，大道 博行[1]，石塚 一平[2]，大森 信哉[2]，
黒澤 孝一[2]，佐々木 豪[3]，中田 正宏[3]，酒井 英明[3]
[1]JAEA，[2]日立 GE，[3]スギノマシン

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた燃料デブリ・炉内構造物の取出し作業に資するレーザー加工技術の開発を進めている。その一環として、レーザー加工時の物理現象解明のために高速度カメラを用いて、その観察を行った。本発表では、その評価について報告する。

**キーワード：**レーザー加工、水噴流、高速度カメラ

## 1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた燃料デブリ・炉内構造物の取出し作業においては、放射性物質の放出抑制を行いつつ対象物を除去し、遠隔操作でアクセス・回収を実施する必要があり、現在その除去加工技術が求められている。そこで、本研究は一般的なアシストガス噴流に代わって水噴流を用い、かつ非貫通加工によって溶融部を照射側から除去する手法の開発を進めている。本発表では、溶融部の除去加工時の物理現象解明のために高速度カメラによる観察を行い、その評価について報告する。

## 2. 実験方法

図 1 に示すように炉内構造物として用いられているステンレス鋼(SUS304)試験体にファイバーレーザー光(λ=1070～1080 nm)を出力約 6 kW で 1 秒間の定点照射し、同時に別角度から水噴流を噴射させて溶融部の除去加工を行った。その際、高速度カメラを用いて溶融部の除去加工時の様子が観察可能な 10000 fps で撮影を行った。水噴流の噴射形式としては連続噴射および間欠噴射を用いて、評価を行った。また、光学系保護のためにレーザー光と同軸に加工ヘッドから空気を低流量で流した。

## 3. 実験結果

図 2 は水噴流を連続噴射した条件で、レーザー光の照射により金属表面が溶融し、熱放射によって発光する様子が確認できる(図 2 (a))。水噴流によって溶融部は徐々に除去されてゆくが、その一部は表面に留まり(図 2 (b))、再凝固した。回収の観点から、この再凝固は除去効率を低下させるために好ましくなく、改善する必要がある。図 3 は水噴流を間欠噴射した条件で、レーザー光の照射により溶融していく過程(図 3 (a))と水噴流により溶融部が除去される過程が交互に繰り返される。溶融部が除去される過程で、表面にその残留が見られなかった(図 3 (b))。これは、水噴流を間欠噴射することにより連続噴射と比べて、水噴流によるレーザー光の吸収阻害や冷却の効果等が低減されたためと考えられる。

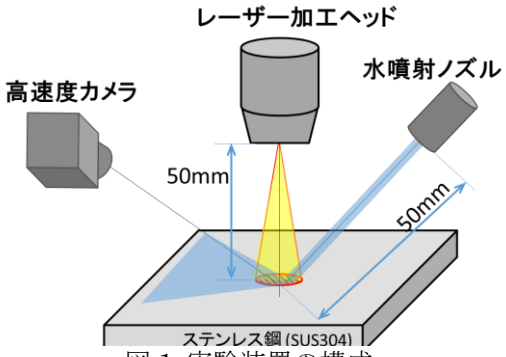


図 1 実験装置の構成

## 4. 結論

水噴流を間欠噴射したほうが効率的に溶融部を除去できることを見出した。今後、より効率的に溶融部を除去するためにレーザー出力等の各パラメータの組合せを検討し、最適化を進めてゆく。

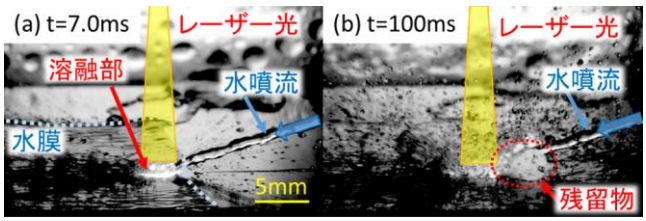


図 2 レーザーと水噴流による除去加工（連続噴射）
*レーザー光は不可視のため、イラストで図示

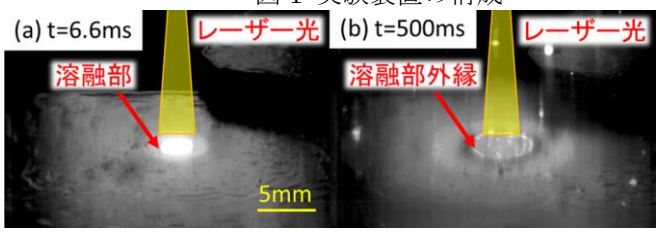


図 3 レーザーと水噴流による除去加工（間欠噴射）
*図は水噴射間欠時

*Toshihide Hanari[1], Toshihiko Takebe[1,3], Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[1], Ippei Ishizuka[2], Shinya Ohmori[2], Koichi Kurosawa[2], Gou Sasaki[3], Masahiro Nakada[3], Hideaki Sakai[3], [1]JAEA, [2]HGNE, [3]SUGINO

# 福島第一原子力発電所原子炉建屋上部ガレキ撤去に伴う粉じん発生量の評価 （1）風の影響を受ける開放空間での解体の粉じん発生量の把握と低減対策

Evaluation of dust emissions associated with the rubble removal of reactor building top of Fukushima Daiichi nuclear power plant

(1) Reduction measures and grasp of dust emission under demolition in the open air under the influence of wind

*新木 悠太[1]，望月 寛[1]，末永 和也[1]，荻野 佳[1]，
高木 賢二[2]，増田 誠[2]，塚原 裕一[3]，姫野 多加男[3]
[1]東京電力ホールディングス，[2]鹿島建設，[3]清水建設

福島第一原子力発電所（以下、福島第一）の廃止措置工事において特有の条件である屋外の開放空間での解体作業において発生する粉じん量を把握するとともに、散水および囲い式フードを用いた集じんによる粉じん飛散量の低減効果を確認した。

**キーワード：**福島第一原子力発電所，ガレキ撤去，粉じん，低減対策

福島第一の廃止措置工事では、建屋やガレキが放射性物質により汚染されているため、建屋解体・ガレキ撤去作業に伴う粉じん飛散量を抑え、公衆被ばく量、構内作業員の被ばく量低減を図ることが重要である。ただし、建屋は損傷し、かつ高線量であることから、無人かつ屋外作業による解体作業が必要であり、実施可能な低減対策は制限される。屋外作業であっても適用可能な粉じん低減対策として、解体作業中の散水や、囲い式フードを用いた集じんを行う予定であるが、工法の適用可否を判断するため、事前に粉じん低減対策を含んだ解体作業に伴う粉じん飛散量を評価しておく必要がある。

これまでも、国内の商業用発電炉を対象として、廃止措置工事に伴う環境影響評価の研究が行われ、「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第 3 次版)」（以下、ハンドブック）が纏められているが、福島第一の廃止措置工事に対して適用するうえで、以下 2 点の課題がある。

- 屋外で作業を実施することから、福島第一の解体・撤去作業に伴う粉じん飛散量の評価には風の影響を考慮する必要があるが、ハンドブックに記載されている飛散率（粉じん飛散量の因数）は閉鎖空間での解体作業を条件とした試験から算出されており、風の影響は考慮されていない。
- 解体・撤去には様々な工法の選択肢があり、全ての工法で試験を行うことは困難であることから、ハンドブックに記載されている工法毎の飛散率は調査・類推により保守的に設定されている場合があり、福島第一で用いる工法や重機サイズに応じた粉じん飛散量を過剰に評価する可能性が有る。

以上の理由から、福島第一用いる解体工法、重機サイズに応じ、風の影響を考慮した粉じん飛散試験を行い、開放空間での解体・撤去作業に伴う発生粉じん量と、散水ならびに囲い式フードによる集じんの効果を確認した。風速や散水量の影響により変動するものの、1～3 桁程度の低減効果が得られた。

**参考文献**

[1] （財）電力中央研究所、廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第 3 次版)、2007 年 3 月

---

*Yuta Shinki[1], Hiroshi Mochizuki[1], Kazuya Suenaga[1], Kei Ogino[1],
Kenji Takagi[2], Makoto Masuda[2], Yuichi Tsukahara[3] and Takao Himeno[3]
[1] TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY HOLDINGS, [2] KAJIMA CORPORATION, [3] SHIMIZU CORPORATION,

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Thu. Sep 8, 2016 4:20 PM - 6:10 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 7:20 AM - 9:10 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [2C16-22] Study for Reactor dismantling including application for Fukushima 2

Chair: Toru Kitagaki (JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [2C16] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(1)Objective and Research Plan

*Jun-ichi Katakura[1], Keisuke Okumura[2], Kangsoo Kim[3], Malcolm John Joyce[4], Barry Lennox[5] (1.Nagaoka University of Technology, 2.JAEA, 3.NMRI, 4.Lancaster Univ., 5.Univ. of Manchester)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [2C17] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decomissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2)Construction of Radiation Sources and Three-dimensional Plant Model for Evaluation of Dose Rate Distribution

*Keisuke Okumura[1], Wakaei Sato[1], Hirobumi Maeda[1], Ikuo Wakaida[1], Tadahiro Washiya[1], Jun-ichi Katakura[2] (1.JAEA, 2.Nagaoka University of Technology)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

### [2C18] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3)Verification of the performance of the debris survey by multibeam profiling sonar using imitation debris

*Ken-ichi Sawada[1], Kangsoo Kim[1], Saori Yokota[1], Kato Michio[1], Kazuya Nishimura[1], Naoteru Odano[2], Jun-ichi Katakura[3] (1.NMRI, 2.Senboku City, 3.Nagaoka University of Technology)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

### [2C19] Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor structural steels during severe accident

(1)Estimation of the effect of heating during severe accident on the microstructure and hardness of the reactor core internal component materials

*Yuto Aoki[1], Keita Yoshinaga[1], Kengo Hashimoto[1], Wataru Yoshida[1], Shiro Jitsukawa[1] (1.NIT Fukushima college)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

### [2C20] Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor structural steels during severe accident

(2)Estimation of the heating effects on the strength of containment vessel steels of the damaged Fukushima Daiichi nuclear plants

*Keita Yoshinaga[1], Yuto Aoki[1], Kengo Hashimoto[1], Rikito Konno[1], Shiro Jitsukawa[1] (1.NIT Fukushima college)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

### [2C21] Influence of Atmosphere on Reaction between $B_4C$, 304 Grade of Stainless Steel and Zircaloy at 1473K

*Shigeru Ueda[1], Xu Gao[1], Ryosuke Sasaki[1], Shin-ya Kitamura[1], Yoshinao Kobayashi[2] (1.IMRAM, Tohoku University, 2.Titech)

5:50 PM - 6:05 PM JST | 8:50 AM - 9:05 AM UTC

### [2C22] Dissolution behavior of SUS304 stainless steel into molten Fe-Cr-Ni-B-C alloy

*Yoshinao Kobayashi[1], Yuuya Morita[1], Takehiro Sumita[1], Shigeru Ueda[2], Toshio Nakagiri[3] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.Tohoku University, 3.Japan Atomic Energy Agency)

6:05 PM - 6:10 PM JST | 9:05 AM - 9:10 AM UTC

Time reserved for Chair

# 福島第一原子力発電所廃炉のための プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発 （1）研究目的と全体計画

Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(1) Objective and Research Plan

*片倉　純一[1]，奥村 啓介[2]，金 岡秀[3]，Malcolm J. Joyce[4]，Barry Lennox[5]
[1]長岡技科大，[2]原子力機構，[3]海技研，[4]Lancaster Univ.，[5]Univ. of Manchester

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉加速に資するため、理論計算と実測値を組み合わせて最確な線量率分布を評価するための技術開発「線量率分布評価技術の開発」、水没した燃料デブリをソナー、小型検出器、水中ロボットを用いて探査するための技術開発「水中デブリ探査技術の開発」を日英の研究機関が協力して実施している。本発表では研究目的及び全体計画について報告する。

**キーワード**：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，線量率分布、水中デブリ探査、ソナー、小型検出器、水中ロボット

## 1. 緒言

東京電力福島第一原威力発電所の廃炉を加速するためには、燃料デブリの位置を把握するとともに、作業員の安全確保のために、廃炉工程の各工程におけるプラント内の線量率分布をできるだけ正確に把握する必要がある。このため、理論計算と実測値を組み合わせて最も確からしい線量率分布を評価するための「線量率分布評価技術の開発」と１号機や３号機のように水没していると考えられる燃料デブリの分布を探査するための「水中デブリ探査技術の開発」を日英の研究機関が協力して実施している。この研究開発の研究目的、全体計画について発表する。

## 2. 研究目的及び全体計画

### 2-1. 研究目的

緒言でも述べたように福島第一原子力発電所の廃炉を加速するためには各廃炉工程で遭遇する環境での線量率分布を出来るだけ正確に把握する必要がある。このため、高度なシミュレーション技術とプラント内の何点かで実際に測定した実測値とを組み合わせて最も確からしい線量率分布を評価する技術を開発する。また、水没していると考えられる燃料デブリの分布をソナー技術を用いて探査する技術を開発する、これらは高度なシミュレーション技術や測定技術を有する原子力機構及び海洋でのソナー技術を持つ海技研との共同で実施する。また、英国のロボット技術を有するマンチェスター大学や中性子測定技術を有するランカスター大学との協力で燃料デブリの探査技術の開発を行う。

### 2-2. 全体計画

この研究開発は平成 27 年度から 3 年計画で実施する予定である。

全体計画を図１に示す。線量率分布評価技術の開発では線量率分布を計算するためのプラントモデルの構築及び線量率分布のケーススタディ、実測のためのシンチレータを用いた技術開発及び測定法の適合性評価を実施する。水中燃料デブリ探査では模擬デブリを用いてソナー技術の基本性能把握及び英国研究機関のロボット開発や小型検出器の開発を実施し、適合性を評価する予定である。

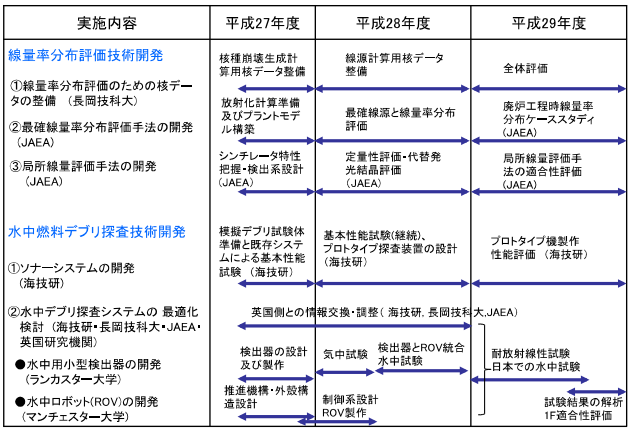



図１　全体計画

## 3. 結論

本報告は研究目的と全体計画について発表するものである。具体的な各技術の概要及び現在までの進展は本シリーズ発表の「(2)線量率分布評価のための線源及び３次元プラントモデルの構築」及び「(3)ソナーによる水中デブリ探査技術の開発のための模擬燃料デブリ製作と性能試験」で述べる。

なお、本発表は文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として実施した「プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発」の成果である。

*Jun-ichi Katakura[1], Keisuke Okumura[2], Kangsoo Kim[3], Malcolm J. Joyce[4], and Barry Lennox[5]
[1]Nagaoka Univ. of Technol., [2]JAEA, [3]NMRI, [4]Lancaster Univ. and [5]Univ. of Manchester

# 福島第一原子力発電所廃炉のための プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発 （2）線量率分布評価のための線源および 3 次元プラントモデルの構築

Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(2) Construction of Radiation Sources and Three-dimensional Plant Model for Evaluation of Dose Rate Distribution

*奥村 啓介[1]，佐藤 若英[1]，前田 裕文[1]，若井田 育夫[1]，鷲谷 忠博[1]，片倉 純一[2]
[1]原子力機構，[2]長岡技科大

プラント内の最確な線源および線量率分布の評価技術を開発するため、燃料燃焼計算、構造材放射化計算及びシビアアクシデント解析等の結果に基づき、線源分布を評価するとともに、粒子輸送モンテカルロ計算コード PHITS 用の 3 次元プラントモデルを構築し、各単位線源による線量率分布応答関数を得た。

**キーワード：**福島第一原子力発電所、線量率分布、放射線源、粒子輸送モンテカルロ計算、PHITS

## 1. 緒言

原子力機構では、高度なシミュレーション技術と実測値とを組み合わせて、時々の最も確からしい格納容器(PCV)内の線量率分布を評価する手法を開発している。本発表では、その手法と現状を紹介する。

## 2. 解析手法及び線量率応答関数の結果

国際廃炉研究開発機構(IRID)が実施したシビアアクシデント(SA)解析等の H27 年度研究成果[1]に基づき、福島第一原子力発電所 1 号機の炉内状況を模擬し、粒子輸送モンテカルロ計算コード PHITS[2]用の 3 次元プラントモデルを構築した（図 1）。線源としては、ペデスタル内外及び圧力容器(RPV)下部に分布する燃料デブリ、PCV 及び RPV の随所(約 30 か所)に分布する放射性 Cs、上部格子板やシュラウド等の炉内構造物に分布する放射化線源(主に $^{60}$Co)を想定し、これらの各単位線源によるプラント内線量率分布を PHITS による計算により得た。図 2 は、(a)ウエルプラグ外表面の Cs 汚染、(b)気水分離器の Cs 表面汚染、(c) 上部格子板の放射化線源、(d) ドライウエル下部の Cs 表面汚染、(e) Cs 汚染水、(f)ペデスタル内外部に分布する燃料デブリのそれぞれによる単位線源当たりの線量率分布（応答関数$d_i(\vec{r})$）を示したものである。プラント内の線量率分布$D(\vec{r})$は、燃料燃焼計算、構造材放射化計算、SA 解析による FP 分布の結果、局所的な実測値から得られる各線源強度$S_i$を用いて、$D(\vec{r}) = \sum_i S_i d_i(\vec{r})$として評価することができる。

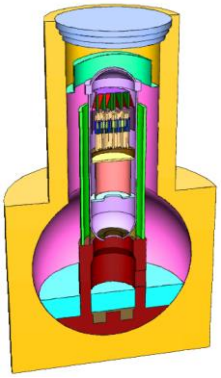
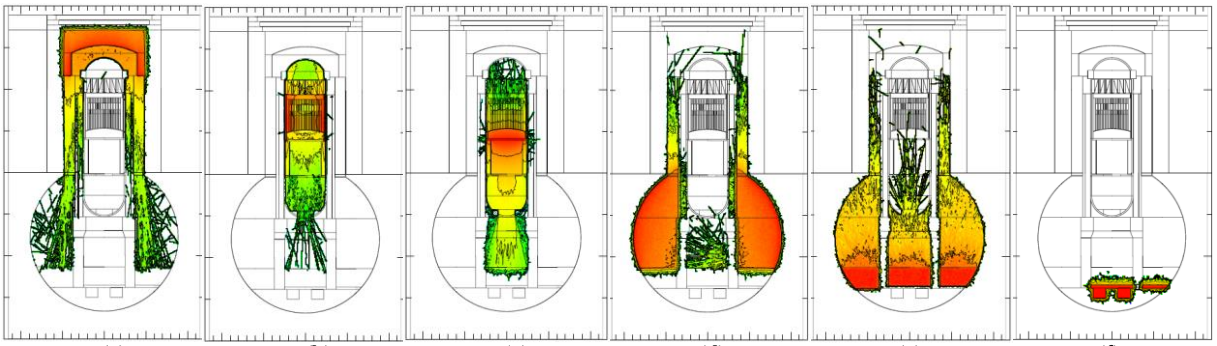


図 1　1 号機モデル



(a) (b) (c) (d) (e) (f)

図 2　単位線源による線量率分布計算結果の例

## 3. 結言

1 号機をモデルとして、プラント内の各種線源による線量率応答関数を得た。これは、プラント内任意位置における線量率への線源寄与度（線源感度）を表すものであり、局所的な線量率実測値を用いた線源逆解析や線量率分布の不確かさ解析に利用可能である。今後は、本研究で得られた応答関数とこれまでに得られている内部調査の結果や最新の SA 解析の結果を組み合わせて、最確な線源分布を求めるとともに、廃炉工程に対するケーススタディを実施して、各工程における最確線量率分布の評価を実施する。

なお、本発表は文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として実施した「プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発」の成果です。

**参考文献：** [1] IRID, http://irid.or.jp/research/201509to10/, [2] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, pp913-923 (2013)

*Keisuke Okumura[1], Wakaei Sato[1], Hirobumi Maeda[1], Ikuo Wakaida[1], Tadahiro Washiya[1], Jun-ichi Katakura[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Nagaoka University of Technology

# 福島第一原子力発電所廃炉のための プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発 (3) ソナーによる水中デブリ探査技術の開発のための 模擬燃料デブリ製作と性能試験

Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(3) Verification of the performance of the debris survey by multibeam profiling sonar using imitation debris

*澤田 健一[1]，金 岡秀[1]，横田 早織[1]，加藤道男[1]，西村和哉[1]，小田野直光[2]，片倉純一[3]
[1]海技研，[2]仙北市，[3]長岡技科大

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉促進のためには、原子炉格納容器内の燃料デブリの分布を正確に把握することが必要である。本発表では、水中デブリの分布状態を探査するための技術開発を目的とした、燃料デブリの特性を模擬した模擬デブリの製作と、マルチビームソナーを用いた性能試験について報告する。

**キーワード**：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，水中デブリ探査，ソナー

## 1. 緒言

本研究では、放射線の影響を受けない超音波を使って、水面下にある燃料デブリの分布を得ることを目指している。ソナーによる調査は海底地形図の作成などに使用されている既存技術であるが、従来に比べ狭い閉鎖空間となる原子炉格納容器への適用性を評価する必要がある。そこで、燃料デブリを模擬した試験体を製作するとともに、それを観察対象とした既存のマルチビームソナーの性能確認試験を実施した。

## 2. 試験結果

### 2-1. 模擬デブリの製作

ソナーで水中の燃料デブリを計測したときの結果を再現するために、音響特性を一致させた模擬デブリを製作した。音波の反射強度は音響インピーダンスに影響されるため、模擬デブリと燃料デブリの音響インピーダンスを合わせることで、その結果を再現できることが期待できる。ただし、燃料デブリの音響インピーダンスは明らかになっていない。そこで、TMI 事故における燃料デブリ物性値から音響インピーダンスを推定した。その結果、音響インピーダンスの値が近い模擬デブリの材料として SUS303 を選択した。模擬デブリの形状は 15cm(L)×10cm(W)×5cm(D)の直方体ブロックとし、試験時には複数個のブロックを組み合わせて燃料デブリを模擬した（図 1）。



図 1. 模擬デブリ

### 2-2. 試験結果

マルチビームソナーの試験は、深さ約 1.5m 水槽で行った。図 2 はソナーの航路に沿った断面図を示しており、縦軸は距離、横軸は時間軸である。図内複数の断面画像は、試験水槽の壁面からの反射の影響によるものである。図から、水槽底面・コンクリート平板・模擬デブリ 1 段目・2 段目・3 段目の順番でソナーが対象の形状を捉えていることが確認できる。また、深度情報と反射強度情報からそれぞれ 2 次元マッピングを行うと、模擬デブリが位置する場所では、周囲のコンクリートと比較して深度と反射強度信号の相違を確認することができた。これより、コンクリート平板とデブリ模擬試験体との境界を識別することで、今後、より正確な燃料デブリの分布形状とボリュームの把握が可能になることが期待される。

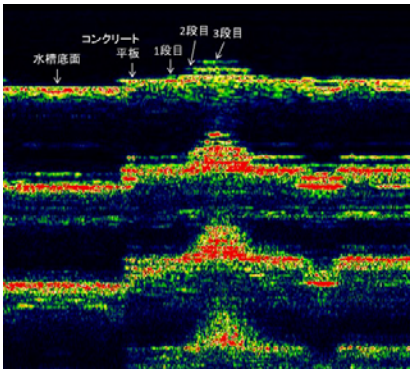



図 2. ソナー断面図

## 3. 結論

燃料デブリの音響特性を模擬した模擬デブリを製作した。この模擬デブリを用いて既存のマルチビームソナーによる試験を実施した。将来的に、より分解能を高めることで、深度情報と反射強度情報から燃料デブリの分布とボリュームの把握が可能になることが期待される。

なお、本発表は文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として実施した「プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発」の成果である。

---

*Ken-ichi Sawada[1], Kangsoo Kim[1], Saori Yokota[1], Michio Kato[1], Kazuya Nishimura[1], Naoteru Odano[2] and Jun-ichi Katakura[3]
[1]National Maritime Research Institute, [2]Senboku City, [3]Nagaoka University of Technology

# 炉材料の強度及び微細組織への事故時熱履歴の検討

Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor structural steels during severe accident

*青木　勇斗[1]、吉永　啓汰[1]、橋本　健吾[1]、吉田　渉[1]、實川　資朗[1]
１．福島工業高等専門学校

316 鋼をイオン照射し、次いで焼鈍すると、微細組織は焼鈍温度に従って大きく変化し、硬さは回復した。微細組織の大きな変化などは、事故時の温度履歴の推定に利用し得ると考えられる。

**キーワード：ステンレス鋼　照射損傷　微細組織　過酷事故　廃止措置**

## １．緒言

316 鋼などの炉内機器材料では、中性子の照射損傷により微細組織が変化する。この微細組織は、加熱により特徴的な変化を生じるとしばしば指摘される。これを用いれば、微細組織から事故時の熱履歴などを推定し得ると考えられる。この手法は、福島第一原発などでの過酷事故の解析に、さらに炉内機器の残存強度推定の手がかりにもなると考えられるため、微細組織変化と焼鈍条件の関係などを評価することにした。なお、TMI-2 では、圧力容器の温度履歴の推定に、硬さ及び微細組織が用いられた[1, 2]。

## ２．実験方法

試料には 6mm×3mm×0.75mm の短冊状の 316 鋼(0.013C-0.47Si-17.4Cr-12.6Ni-1.55Mn-2.5Mo-0.025P-0.001S-0.1N-Fe、Kobelco 製)を用いた。試料を 1100℃で溶体化処理し、表面をバフ研磨、電解研磨(リン酸-硫酸-メタノール)にて仕上げ、これに原子力機構の高崎研究所 TIARA 施設にて、10MeV の $Fe^{3+}$と、1MeV の $He^{+}$を照射した。照射温度は 300℃などとした。照射量は、弾き出し損傷量にして 1dpa、また He 注入量を 10appm とした($^{10}B$ 不純物の影響などを考慮し注入した)。照射後、400℃以上で焼鈍し、FIB にて電子顕微鏡試料を作製して微細組織観察を行うと共に、ナノインデンターで硬さの変化を評価した(押し込み深さ 1μm の一定値とした)。

## ３．結果・考察

焼鈍後の微細組織を図に示す。400℃での焼鈍による変化は少なかったが、転位ループと思われる像の大きさはわずかに増加した。転位ループと思われる像の数密度は、$7x10^{22}/m^3$ 程度であった。これに対して、650℃では、保持時間が 300s と比較的短い場合でも、転位ループ(格子間原子型と思われる)の明瞭な成長と数密度の減少傾向が見られた。さらに、750℃では、転位ループの密度が大幅に減少し、大きく成長した転位ループとやや小型の転位ループが残った。このように、微細組織は焼鈍条件に強く依存することから、微細組織から事故時に経験した最高温度などを推定するための情報を得ることができると考えられる。硬さも焼鈍によって回復した。750℃×1800s の焼鈍により、硬さは 80%程度回復した。焼鈍による硬さの変化と微細組織の関係などについても紹介する。

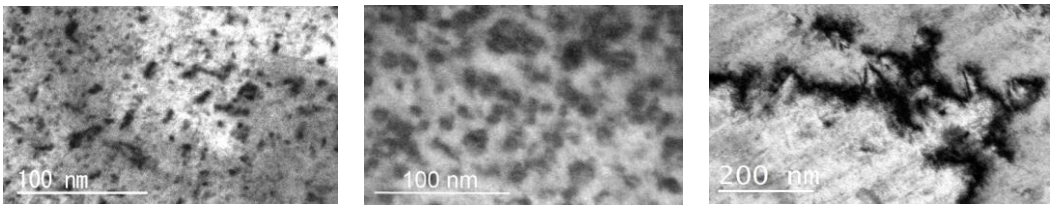



図　左から 400℃×1800s、650℃×300s、750℃×1800s 焼鈍後の微細組織

**参考文献**

[1] R. Pelli, TMIV(92)SF01.
[2] G.E. Korth, et al., Nuclear Engineering Design 167(1997)267-285

---

*Yuto Aoki[1], Keita Yoshinaga[1], Kengo Hashimoto[1], Wataru Yoshida[1], Shiro Jitsukawa[1]
1. National Institute of Technology, Fukushima College

# 炉材料の強度及び微細組織への事故時熱影響の検討
# （2）福島第一原発の格納容器材料への事故時熱影響による強度特性変化範囲の検討

Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor structural steels during severe accident
(2) Estimation of the heating effects on the strength of containment vessel steels of the damaged Fukushima Daiichi nuclear plants

*吉永 啓汰[1]，青木 勇斗[1]，橋本 健吾[1]，今野 力斗[1]，實川 資朗[1]
[1]福島工業高等専門学校

抄録　福島第一原発の格納容器への事故時の加熱の影響を推定するため，加熱条件，冷却条件などをパラメータに試験片に熱履歴を与え，鋼材の強度特性などへの影響の範囲を実験的に検討した。
**キーワード**：格納容器鋼，温度履歴，破壊靭性，過酷事故，廃止措置

## 1. 緒言

事故時，1 号機については，溶融燃料等が格納容器底部で広がり，格納容器に接近した[1]ため格納容器や建屋の加熱による損傷が懸念される。また，炉内機器の残存強度を推定することは，復旧作業の円滑な進捗に有用であるとともに，事故過程の解析を通じて今後の軽水炉安全性向上に資する知見を与えると期待される。そこで，本研究では格納容器鋼の強度への加熱などの影響について実験的に評価した。

## 2. 実験

本研究では MKI 格納容器鋼である SGV480 鋼[2]の入手が困難なため，類似材 STS370 鋼（Tenaris-三立総業） 0.2C-0.17Si-0.49Mn-0.008P-0.005S-Fe 及び MKII の格納容器鋼 SA738B 鋼（東北大学より供与） 0.09C-0.20Si-1.45Mn-0.005P-0.001S-Fe を用いた。事故時の熱影響を模擬するにあたって，溶融までは範囲としないが，広い範囲を包含するよう，加熱温度はオーステナイト化温度以上まで，保持時間（温度は一定）として 300 時間程度まで，冷却速度は TMI-2 の圧力容器で報告された急冷[3]までを考慮した。また，試験片を冷却する際，試験片を厚板に挟み加熱/冷却するなどにより冷却速度の調整を図った。このようにして熱履歴を模擬した材料に対して引張試験，破壊靭性試験及び硬さ試験を室温で行い，併せて微細組織を観察した。なお，破壊靭性試験法は除荷コンプライアンス法とした。

## 3. 結果・考察

1000℃で 30 分間保持後，水冷（オーステナイト領域から急冷）した STS370 鋼の亀裂進展挙動（J-R 曲線）を図 1 に，650℃で 100 時間保持後，室温まで徐冷した STS370 鋼の亀裂進展挙動を図 2 に示す。また，1000℃で 15 分間保持後，水冷した SA738B 鋼の亀裂進展挙動を図 3 に示す。$J_Q$ 値は図中に記載した。水冷での冷却速度は-50℃/秒より速かった（500℃付近で）。STS370 鋼及び SA738B 鋼の受け入れ材の $J_Q$ 値はそれぞれ約 730[kJ/m$^2$]及び約 800[kJ/m$^2$]であった（試験片寸法は ASTM E813 での要求を満たさない）。急冷した試験片は受け入れ材に比べて硬さが増加し，破壊靭性値は減少した（冷却速度の影響評価を進める）。微細組織も変化を示した。これに対して，加熱後徐冷した STS370 鋼は受け入れ材に比べ硬さは減少し，破壊靭性値はわずかに増加した。従って，この条件では高温での保持（100 時間）による靭性変化は大きくなかった。

加熱後，急冷した試験片の破壊靭性値は減少したが，大きな欠陥が無ければ脆性破壊は生じにくい程度と判断される。もちろん，余裕が大きくは無いので，一定の注意が必要と推定される。

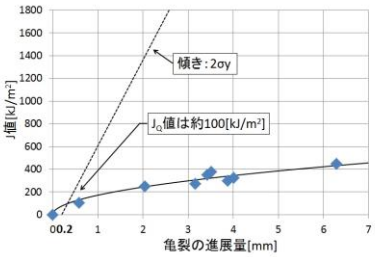


図1　加熱・急冷後の亀裂進展挙動（STS370鋼）

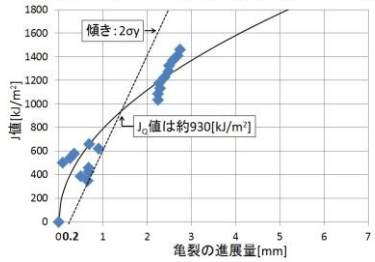


図2　加熱・徐冷後の亀裂進展挙動（STS370鋼）

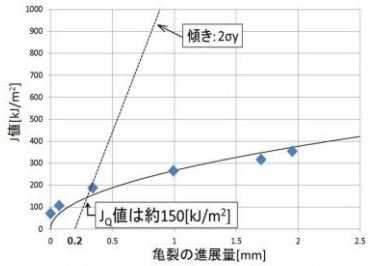


図3　加熱・急冷後の亀裂進展挙動（SA738B鋼）

**参考文献**
[1]「燃料デブリ取り出しに向けた技術開発について」，平成 25 年 10 月 8 日，鈴木俊一
[2] JAEA-Research 2014-007(福島第一原子力発電所事故に係る圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発)，大洗研福島技術開発特別チーム
[3] G.E. Korth, et al., Nuclear Engineering Design 167(1997)267-285

*Keita Yoshinaga[1], Yuto Aoki[1], Kengo Hashimoto[1], Rikito Konno[1] and Shiro Jitsukawa[1]
[1]NIT Fukushima college

# 1473K における $B_4C$, SUS304, ジルカロイ間の反応への雰囲気の影響

Influence of Atmosphere on Reaction between $B_4C$, 304 Grade of Stainless Steel and Zircaloy at 1473K.

*植田 滋[1], 高 旭[1], 佐々木良輔[1], 北村信也[1], 小林能直[2]
[1]東北大学, [2]東京工業大学

$B_4C$, SUS304, ジルカロイを Air/$H_2O$/$H_2$/Ar の組み合わせにより制御した雰囲気内で 1473K に加熱し、素材間の相互作用および溶融の有無を調査した。雰囲気に依存して酸化、酸化溶解および成分の拡散による金属溶解等の異なる反応が進行した。

**Keywords : control blade, melting behavior, atmosphere, oxidation, steam, $B_4C$, 304 grade stainless steel, Zircaloy**

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に向けて炉内におけるデブリの状態とリロケーションを詳細に解明する必要がある。炉心の溶融は $B_4C$、ステンレススチール(以下 SUS)から構成される制御棒の崩壊を起点に進行し、燃料棒の溶融に至る。本研究では水蒸気が共存する炉内の低温域(1473K)での制御棒溶融による溶融物の生成とこの溶融物のチャンネルボックス材料との反応を明らかにするために、Air/$H_2O$/$H_2$/Ar ガスにより雰囲気を制御し、$B_4C$、SUS、ジルカロイ間の反応を調査した。

## 2. 実験

### 2-1. 実験方法

φ19mm のアルミナるつぼに約 20×10×1mm$^3$ の SUS-304、Zircaloy-4 片を 2.5g の $B_4C$ 粉末と共に入れ、Air, Ar あるいは Ar/$H_2$/$H_2O$(=1/1/1)に雰囲気を制御した竪型管状炉内で 1473K に 3600s 保持した。保持後の試料は急冷の後、樹脂埋めし断面観察試料を作成した。FE-EPMA により試料の組成を定量し、進行した反応を推定した。

### 2-2. 実験結果

Fig.1 に Air、Ar 中で加熱した試料の断面を示す。中央の白色部が SUS、Zircaloy、下部黒色部が $B_4C$ を示す。Air 中では、$B_4C$ 層表面に $B_2O_3$ が生成した。$B_4C$ 層と接する Zircaloy は酸化され $B_4C$ あるいは $B_2O_3$ 層内に分散した。また $B_2O_3$ と接する部位の SUS が溶解した。一方 Ar 中では Zircaloy が溶解し液体金属相を生成した[1]。Ar/$H_2$/$H_2O$ 混合ガス中において、SUS は $B_4C$ からの B および C の浸透により溶解し、Zircaloy は表面が酸化したのみで溶融しなかった。

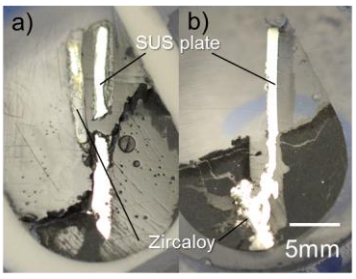



Fig. 1. Cross section of sample ($B_4C$/SUS/Zircaloy) heated at 1437 K (a: in Air, b: in Ar)

## 3. 結論

炉心材料として用いられる $B_4C$、SUS および Zircaloy が 1473K において接触すると、雰囲気に依存して金属表面の酸化、元素の相互拡散による低融点酸化物の生成や共晶温度による金属溶解等が起きる。

## 参考文献

[1] R. Sasaki, S. Ueda, SJ. Kim, X. Gao, S. Kitamura, J. Nucl. Mater., 466(2015) 334-342.

*Shigeru Ueda[1], Xu Gao[1], Ryosuke Sasaki[1]and Shin-ya Kitamura[1] and Yoshinao Kobayashi[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Tokyo Institute of Technology

# SUS304 ステンレス鋼の溶融 Fe-Cr-Ni-B-C 合金中への溶解挙動

## Dissolution behavior of SUS304 stainless steel into molten Fe-Cr-Ni-B-C alloy

*小林 能直[1]、守田 祐哉[1]、墨田 岳大[1]、植田 滋[2]、中桐 俊男[3]
[1]東京工業大学、[2]東北大学、[3]日本原子力研究開発機構

沸騰水型原子炉過酷事故時の制御棒の溶落に伴う炉心下部構造物の溶損状況を把握するため、SUS304 ステンレス鋼の溶融 Fe-Cr-Ni-B-C 合金中への溶解速度を調べ、溶解機構を検討した。

**キーワード：** 過酷事故、廃炉、燃料デブリ、アクセス性、溶解挙動

### 1.緒言

沸騰水型原子炉における過酷事故溶融時には、ステンレス被覆材と $B_4C$ からなる制御棒およびジルカロイ被覆材と $UO_2$ からなる燃料棒等が溶け落ちる。これら溶融物に、下部支持構造材であるステンレス鋼がどのような速度で溶解するかを明らかにすることを目的とし、SUS304 ステンレス鋼を溶融 Fe-Cr-Ni-B-C 合金中に浸漬する実験を行い、溶解速度の測定および溶解機構の検討を行った。

### 2.実験

SUS304 ステンレス鋼および $B_4C$ の粉末を、Fe-B 系共晶組成[1]に近い B 質量濃度 5mass%の配合比で混合し内径 11mm の $Al_2O_3$ るつぼ中で縦型管状電気抵抗炉内で予備溶融した後、同るつぼ直上で予熱した直径 10mm の SUS304 ステンレス鋼の丸棒を溶融 Fe-Cr-Ni-B-C 合金中に浸漬し、所定の時間(7s, 1min, 6min)保持した。その後同るつぼを炉内から引き上げて、るつぼの外側を水冷することにより試料を急冷した。試料断面を研磨して鏡面に仕上げた後、SEM-EDS(Scanning Electron Microscope with Energy Dispersion Spectroscopy)を用いて、組織および組成を調べた。

### 3.結果・考察

図 1 に 6min 間浸漬した実験の固液界面近傍の B 濃度分布を示す。本実験は B を含有した合金中へ B を含まない固相 SUS304 ステンレス鋼が溶解する反応であるため、界面近傍の液相中 B 濃度は、界面に近づくにつれ低減する傾向にある。その他の保持時間に関しても同様の濃度分布が見られた。この濃度分布に基づき、Fick の第二法則を適用した速度論的解析を行った。円筒座標系の拡散方程式では円柱関数に関連し考慮すべきパラメーターが多く精度のよい見積もりが困難であるため、固相直近において直交座標系の 1 次非定常拡散方程式で近似した解析を行ったところ、みかけの拡散係数として、$4.3\times10^{-9}$ $cm^2 \cdot s^{-1}$ を得た。この値は 1min、7s と浸漬時間が短くなるに従い大きくなり、初期に大きく溶解が進むメカニズムが考えられる。断面の組織観察結果より、固相 SUS304 ステンレス鋼の粒界に溶融合金が深く侵入していることがわかり、、粒の脱落による溶損が先行して、その後化学的な溶解が進むという形態が考えられ、実炉でも同様の溶解機構により溶損が促進された可能性がある。

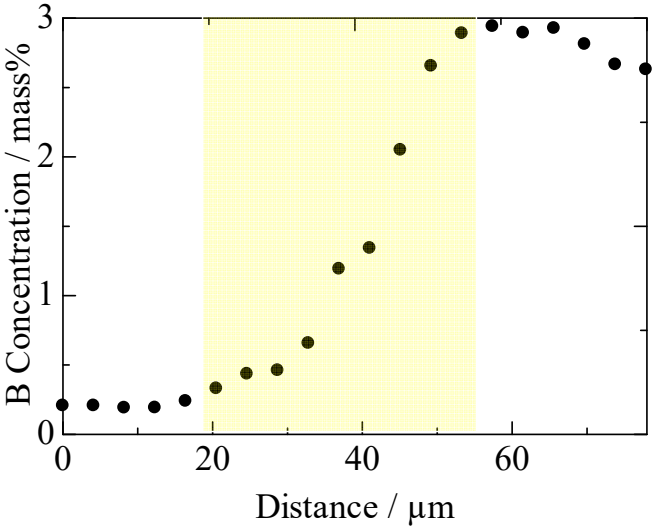



図 1　6min 間浸漬した実験の固液界面近傍の B 濃度分布

**文献**　[1] 鉄合金状態図集、O.A.バニフら編、アグネ技術センター、2001、東京.

Yoshinao KOBAYASHI[1], Yuya MORITA[1], Takehiro SUMITA[1], Shigeru UEDA[2], Toshio NAKAGIRI[3]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Tohoku University, [3]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [2D01-04] Colloid/Solubility

Chair: Daisuke Akiyama (Tohoku Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [2D01] Investigation of sorption reversibility of Am(III) and the other nuclides on bentonite colloids

*Kotaro NAKATA[1], Takamitsu ISHIDERA[2], Seiichi KUROSAWA[3], Masanori HAYASHI[3], Hikari BEPPU[3], Akihiro SUKEGAWA[3] (1.CRIEPI, 2.JAEA, 3.IDC)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [2D02] Sorption property of natural colloids in groundwater of Horonobe area with rare earth elements

*Takashi Endo[1], Yuki Amano[1], Kazuaki Nemoto[1], Tsuyoshi Ito[1], Yukio Tachi[1] (1.JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [2D03] SAXS observation of Zirconium(IV) hydrous oxides precipitated

*Shogo Nakajima[1], Taishi Kobayashi[1], Ryuhei Motokawa[2], Takayuki Sasaki[1] (1.Kyoto University Grasuate School of Engineering Department of Nuclear Engineering, 2.Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [2D04] Thermodynamic study on the Zr solubility in the presence of isosaccharinic acid

*Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1], Akira Kitamura[2] (1.Kyoto University, Graduate School of Engineering, 2.Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

# Am(III)および種々の価数を持つイオンのベントナイトコロイドに対する収着における不可逆性評価

Investigation of sorption reversibility of Am(III) and the other nuclides on bentonite colloids

*中田 弘太郎[1]，石寺 孝充[2]，黒澤 精一[3]，林 雅則[3]，別部 光里[3]，助川 誠裕[3]
[1]電中研，[2]原子力機構，[3]検査開発

ベントナイトコロイドに収着した Am(III)に対して、逐次脱離試験を実施した。6 回の脱離試験を繰り返した後も $4.5\times10^{-10}$ mol/g $_{コロイド}$の Am がコロイドに留まったことから、この量の Am がベントナイトコロイドに対して不可逆的に収着している可能性が高いと考えられた。

**キーワード：コロイド，Am(III)，収着，不可逆性**

## 1. 緒言

放射性核種がコロイドに収着すると核種はコロイドとして地下水中を移動し、イオンの場合とは異なる挙動を示す。コロイドが岩石と相互作用しにくい場合、核種の移行が促進される可能性があると指摘されてきている。コロイドが核種移行に与える影響を定量的に評価するためには、コロイドへの核種収着の不可逆性評価が重要である。本発表では、III 価の元素である Am(III)についてベントナイトコロイドへの収着・脱離挙動を試験した結果を中心に、元素の価数（Cs(I), Sr(II), Am(III), Np(V)）とベントナイトコロイドへの収着不可逆性について検討結果を発表する。

## 2. 試験方法

収着・脱離試験は 2 つのセルをフィルタを介して接触させる「透析法」を用いて実施した。収着試験では、ベントナイトコロイド溶液(10mg/L)と模擬地下水を左右のセルに入れたあと、模擬地下水側のセルから Am(III)のストック溶液を加えた。左右のセル溶液の限外ろ過後の Am(III)濃度が等しくなるのを確認しながら、約半年間をかけてコロイドに Am を収着させた。引き続き実施した脱離試験では、模擬地下水側のセルを、Am を含まない高濃度ベントナイトコロイド溶液（脱離液:50mg/L）と入れ替え、1 ヶ月経過後さらに脱離液を入れ替える「逐次脱離試験」を実施した。脱離液に含まれる Am 濃度、Am が収着したコロイド溶液の限外ろ過前後の Am 濃度等からベントナイトコロイドから脱離した Am の量を評価した。

## 3. 結果と考察

収着試験終了時には、1g のコロイドあたり $10\times10^{-10}$ mol の Am が収着していた（分配係数で $1.5\times10^{3}$ L/g)。6 回実施した逐次脱離試験のうち最初の 3 回まではコロイドに収着した Am の量が減少したが、3 回目以降では顕著な減少が見られなかった（図)。3〜6 回目の脱離試験でベントナイトコロイドからほとんど Am が脱離せず、6 回脱離試験実施後にコロイド 1g あたり $4.5\times10^{-10}$ mol の Am が留まったことから、この量の Am がベントナイトコロイドに不可逆的に吸着している可能性が高いと考えられる。

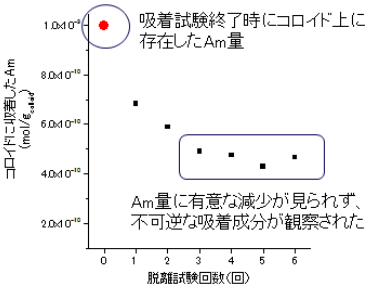



図 : 脱離試験回数とコロイドに収着した Am 量の関係

上記の結果を含めた今までの検討から、Sr(II)がほぼ可逆的にコロイドに収着するのに対し、Cs(I)、Np(V)は一部不可逆的に収着することが分かった。また、Am(III)については不可逆的な収着の割合が比較的大きかった（上記の条件で 45%)。安全評価に影響を与える可能性がある上述の不可逆的な収着については、今後実験的に検討していく予定である。

---

*Kotaro Nakata[1], Takamitsu Ishidera[2], Seiichi Kurosawa[3], Masanori Hayashi[3], Hikari Beppu[3], Akihiro Sukegawa[3]
[1]CRIEPI, [2]JAEA, [3]IDC

# 北海道幌延地域に分布する深部地下水を用いたコロイドの元素収着特性評価

Sorption property of natural colloids in groundwater of Horonobe area with rare earth elements.

*遠藤 貴志[1]、天野 由記[1]、根本 一昭[1]、伊藤 剛志[1]、舘 幸男[1]

[1]日本原子力研究開発機構

北海道幌延町の幌延深地層研究センターにおいて地下水を採取し、地下水中に懸濁する天然コロイドの組成データを取得した。また、嫌気的条件下にて希土類元素の収着データから、全コロイドに対する希土類元素の収着特性を評価するとともに、微生物と希土類元素の相互作用について合わせて考察した。

**キーワード**：コロイド，核種移行，地下水，希土類元素

**1. 緒言**　高レベル放射性廃棄物の地層処分システムの建設が予定される地下深部の地下水には、様々な形態のコロイドが存在し、放射性核種の移行を促進する可能性がある。これら天然コロイドには、無機コロイド、有機コロイド、微生物コロイドが含まれることが知られているが、各コロイドの組成や核種との相互作用についての理解は十分得られていない。安全評価において、コロイド濃度や核種のコロイドへの分配係数（Kd）は不可欠なパラメータであることから、各コロイドの組成や相互作用の理解は、コロイド影響評価における不確実性低減の観点から極めて重要である。本研究では、異なる深度の地下水中のコロイド濃度や組成とともに、コロイドへの希土類元素の Kd について評価した。

**2. 試験方法**　幌延深地層研究センター地下施設を利用して、深度 140 m および 250 m のボーリング孔から嫌気状態を保持した状態で地下水を採取し、地下水を 0.2 μm 及び 10 kDa サイズのフィルターを用いて濾過し、捕集物重量とろ過量から地下水中の各分画における全コロイド濃度（無機/有機・微生物コロイドの総量）を算出した。微生物コロイド濃度については、蛍光顕微鏡法を用いて計数した。また、嫌気条件下にて希土類元素（初期濃度 10 ppb）を用いた収着試験を実施し、溶液中のコロイドを 0.2 μm 及び 10 kDa サイズのフィルターで分画して各液相・固相を採取した。液相については ICP-MS による元素濃度分析、固相については走査型電子顕微鏡を用いた観察・分析を実施した。希土類元素添加に伴う微生物群集組成の変化を明らかにするために、元素添加前および添加後の試験溶液について 16S rRNA 遺伝子を対象とした遺伝子解析を行った。

**3. 結果・考察**　地下水中の 0.2 μm 以上の全コロイド濃度は、深度 140 m の地下水で 0.61 mg/dm$^3$、深度 250 m で 0.09 mg/dm$^3$であった。全コロイドに対する微生物コロイドの割合は、深度 140 m の地下水で 8.2%、深度 250 m で 23.5%となり、無機と有機コロイドの割合が高いことが分かった。希土類元素の全コロイドに対する分配係数の対数値（logKd (m$^3$/kg)）は、3.1 - 6.1 となり軽希土類ほどコロイドに対して高い親和性を有することが分かった。また、深度 140 m と 250 m コロイドの logKd を比較すると、250 m コロイドの値が高く、収着特性が異なることが示唆された（図 1）。既往の報告［1］に従い、各深度のコロイド濃度において、核種移行影響が顕在化する logKd 値を算出したところ（図 1、点線）、一部の軽希土類（Yb，Lu）を除き、コロイド影響が顕在化する可能性があることが分かった。一方、微生物は、8～24%程度と存在率が低いものの、代謝により核種を体内に取り込み、核種移行を促進する可能性がある。そこで、希土類元素添加後の地下水試料について、微生物の計数と遺伝子解析を行ったところ、*Rhodobacteraceae* 科および *Rhodocyclaceae* 科に属する種に近縁な微生物の増殖が確認されたことから、希土類元素の代謝への利用が示唆された。このことから、希土類元素の微生物へのみかけの収着過程には、菌体への取り込み等の不可逆な過程が含まれると考えられる。

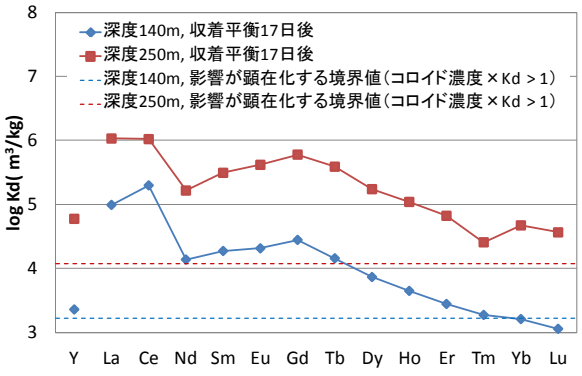



図 1　0.2 μm サイズのコロイドへの元素の分配係数

[1] 久野義夫，笹本広，岩盤亀裂中でのコロイドに助長された核種移行に関する解析検討，JAEA-Research 2009-071

※本報告は、経済産業省委託事業「平成 27 年度 処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

*Takashi Endo[1], Yuki Amano[1], Kazuaki Nemoto[1], Tsuyoshi Ito[1], and Yukio Tachi[1]

[1]JAEA.

# X線小角散乱法によるジルコニウム水酸化物沈殿の評価

SAXS observation of Zirconium(IV) hydrous oxides precipitated

*中嶋 翔梧[1]，小林 大志[1]，元川 竜平[2]，佐々木 隆之[1]
[1]京都大学大学院工学研究科，[2]日本原子力研究開発機構物質科学研究センター

25℃，40℃，60℃および90℃の温度条件で熟成した4価ジルコニウム水酸化物沈殿をX線小角散乱（SAXS）法で測定した．得られた散乱データから粒径や表面形状など水酸化物沈殿の固相状態を明らかにし，見かけの溶解度の解釈を試みた．

**キーワード**：X線小角散乱（SAXS），ジルコニウム水酸化物，沈殿，粒径

**1. 緒言**　高レベル放射性廃棄物の地層処分環境下では，アクチノイドは4価イオンとして振る舞い，その移行挙動は水酸化物沈殿固相の溶解度により支配される．このとき，溶解度制限固相はアモルファス状の水酸化物（$M(OH)_4(am)$）とされているが，粒径や表面形状など固相界面の状態が見かけの溶解度に及ぼす影響は明らかになっていない．さらに廃棄体の発熱や地温勾配により，25℃より高い温度条件が想定される処分環境下では，アモルファス水酸化物沈殿固相が変化し，見かけの溶解度が変わる可能性が指摘されている[1]．本研究では4価アクチノイドのアナログであるジルコニウムのアモルファス水酸化物沈殿を25℃から90℃で熟成し，X線小角散乱（SAXS）法により，沈殿固相の粒径や表面形状を定量的に評価し，溶解度変化の解釈を試みた．

**2. 実験**　試料溶液は過飽和法により調製した．pH = 1の$HClO_4$水溶液に，予め沈殿させた$Zr(OH)_4$固相を全溶解し，母溶液とした（[Zr] = 0.01 mol/dm$^3$）．母溶液に$NaClO_4$および$NaOH$水溶液を加えて，所定のpH（3，8，12）およびイオン強度（0.5）に調整した．試料溶液は，25℃，40℃，60℃および90℃の恒温器内でおよそ1ヶ月間熟成した．熟成後，試料溶液を室温に冷却し上澄み液のpHを測定した．次に試料溶液を遠心沈降させ，沈殿を含む懸濁液およそ30 μLを内径1.5 mmのガラスキャピラリーに封入し，SAXS法により測定した．測定はあいちシンクロトロン光センターのBL8S3で行った．入射X線波長（$\lambda$）は0.92 Å，観測波数領域は $0.006 < q\,[Å^{-1}] < 1.0$とした．$q$ ( $= 4\pi\sin\theta/\lambda$)は散乱ベクトルの絶対値，$2\theta$は散乱角に相当する．

**3. 結果と考察**　**図1**にpH = 3，25℃で熟成した試料のSAXSプロファイルを示す．X線の散乱強度 $I(q)$の波数依存性はベキ乗散乱（$q^{-\alpha}$）を示し，その指数 $\alpha$ は $q < 0.4$ Å$^{-1}$（領域I）で約2.5，$q > 0.4$ Å$^{-1}$（領域II）では約3.1となった．領域IおよびIIの境界値 $q_c$ は懸濁液中に存在する粒子の大きさ $d_c$ ($= 2\pi/q_c$)に相当し，本結果から15 Åと見積もられた．また領域Iでのベキ乗散乱の傾向から，粒子が互いに凝集してより大きな構造体を形成していることが示唆された．一方，領域IIのそれは粒子表面の状態を反映している．一般に粒子表面が平滑な場合，$\alpha = 4$になるが，本結果は $3 < \alpha < 4$ であり，表面が複雑に入りくんだ構造をしていると推察された．発表では，異なる温度で熟成した固相の微視的構造について報告し，見かけの溶解度との相関について考察する．

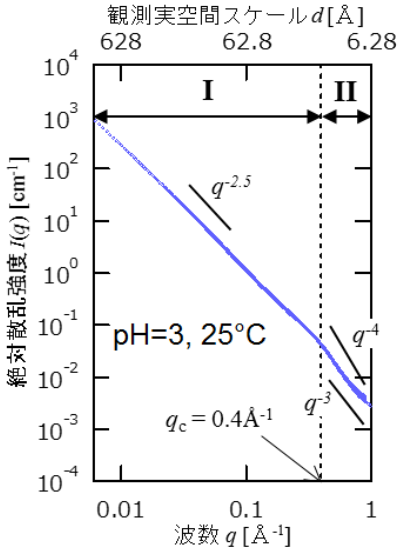



**図1　pH = 3，25℃で熟成した試料のSAXSプロファイル**

**参考文献**

[1]　D. Rai *et al.*, Radiochim. Acta **88**, 297 (2000).

*Shogo Nakajima[1], Taishi Kobayashi[1], Ryuhei Motokawa[2] and Takayuki Sasaki[1]
[1]Kyoto Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

# ジルコニウム溶解度に及ぼすイソサッカリン酸影響の熱力学的考察

Thermodynamic study on the Zr solubility in the presence of isosaccharinic acid

*小林　大志[1]，佐々木　隆之[1]，北村　暁[2]
[1]京都大学大学院工学研究科　[2]日本原子力研究開発機構

イソサッカリン酸共存下における4価ジルコニウム溶解度を様々なpHおよびイソサッカリン酸濃度範囲で測定した。支配的な溶存化学種を推定するとともに、溶解度へのイソサッカリン酸影響を熱力学データに基づき定量的に考察した。

**キーワード：**ジルコニウム、溶解度、錯生成、イソサッカリン酸

**1. 緒言**　セルロースの分解生成物であるイソサッカリン酸（ISA）は、放射性廃棄物に含まれる 4 価金属イオンと安定な錯体を形成することで、難溶性の 4 価金属水酸化物の溶解度を大きく上昇させる可能性がある。第 2 次 TRU レポートでは、ISA 濃度に応じた 4 価金属元素の溶解度上昇係数が設定された[1]が、ISA と 4 価金属イオンの錯生成メカニズムは十分解明されておらず、信頼性の高い値が得られているとは言い難い。前報では、ISA と類似した構造を持つグルコン酸（GLU）共存下での 4 価ジルコニウム（Zr）溶解度を様々な pH および GLU 濃度条件で調べ、支配的な溶存種を明らかにするとともに、その錯生成定数を求めた[2]。本報では、Zr 溶解度を様々な pH および ISA 濃度条件で測定し、それらの依存性から支配的な溶存種を推定し、その錯生成定数を評価した。さらに GLU やジカルボン酸であるグルタル酸など類似の構造を有する有機酸との錯生成定数と比較することで、ISA の錯生成挙動について熱力学的な考察を行った。

**2. 実験**　試料溶液調製では、ISA を含む試料溶液に非晶質の Zr 水酸化物（$Zr(OH)_4(am)$）を固相として添加した。このとき、試料溶液の ISA 濃度は $10^{-5}$～$10^{-1}$ mol/dm$^3$ (M)、$pH_c$（-log[$H^+$]）は 2～12、イオン強度（$I$）は NaCl により 0.5 とした。また、$Zr(OH)_4(am)$固相の量は、全溶解時の Zr 濃度が $10^{-2}$ M となるように調整した。試料溶液を所定の期間、緩やかに振とうした後、上澄み液を限外ろ過（10kDa）し、ICP-MS により Zr 濃度を定量した。なお、中性からアルカリ性 pH 条件の試料溶液は Ar 雰囲気下で調製および振とうした。

**3. 結果・考察**　図 1 に ISA 共存下における中性～アルカリ性 pH 領域での Zr 溶解度を示す。溶解度の pH および ISA 濃度に対する傾きから中性 pH では $Zr(OH)_4(ISA)_2^{2-}$、アルカリ性 pH では α ヒドロキシ基がプロトン解離した $ISA_{-H}$ を含む $Zr(OH)_4(ISA)(ISA_{-H})^{3-}$ が支配種と考えられた。GLU と同様、ISA は同程度のアルキル鎖長を有する直鎖ジカルボン酸より高い錯生成能を示したが、アルカリ性 pH では、GLU 共存下での値[2]より 1 桁程度低い溶解度が得られた。発表では、GLU やジカルボン酸との錯生成定数の比較から ISA の錯生成挙動について考察する。

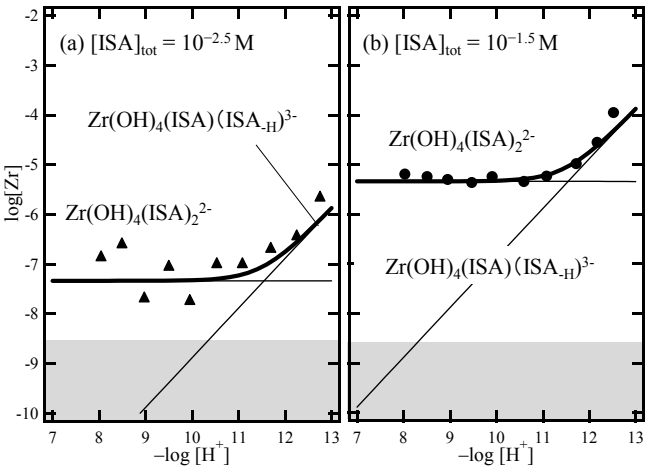



図 1　$10^{-2.5}$ M および $10^{-1.5}$ M イソサッカリン酸（ISA）共存下での Zr 溶解度。実線および太線は各溶存種および溶解度の熱力学計算値を，網掛部分は検出限界未満であることを示す。

**参考文献**　[1] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構, TRU 廃棄物処分技術検討書 (2005).　[2]小林ら，日本原子力学会 2015 年秋の大会, H02.

本研究は，平成 27 年度経済産業省委託事業「処分システム評価確証技術開発」で実施したものである。

*Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] and Akira Kitamura[2]
[1]Kyoto Univ., Graduate School of Engineering [2]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Thu. Sep 8, 2016 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [2D05-09] Dissolved nuclide/Organic matter

Chair: Susumu Kurosawa (NUMO)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

### [2D05] Standard potential of the ($HSe^-/Se_4^{2-}$) couple and XAFS-spectra of Se

*Reisuke Doi[1] (1.JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

### [2D06] Pa Solution Chemistry Study for Uranium Waste Management

(1)Purification of Pa-231 and UV-Vis-NIR spectoroscopy

*akira kirishima[1], Masayuki Watanabe[2], Yoshihiro Kitatsuji[2], Yukari Segawa[2], Noboru Aoyagi[2], Akiyama Daisuke[1], Nobuaki Sato[1] (1.IMRAM, Tohoku University, 2.Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

### [2D07] Characterization and determination of thermodynamic quantities of humic acid dissolved in deep groundwater at Horonobe, Hokkaido, Japan.

*Shingo Kimuro[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Seiya Nagao[2], Takumi Saito[3], Yuki Amano[4], Kazuya Miyakawa[4], Motoki Terashima[4] (1.Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials (IMRAM), Tohoku University, 2.Institute of Nature and Environmental Technology, Kanazawa University, 3.Department of Nuclear Engineering and Management School of Engineering, The University of Tokyo, 4.Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

### [2D08] Complexation of trace Eu with humic acid isolated from deep groundwater in the Horonobe underground research laboratory site, Japan

*Motoki Terashima[1], Takumi Saito[2], Tomoko ISHII[3], Miki Ito[3], Yosuke Akagi[3], Yukio Tachi[1] (1.JAEA, 2.The Univ. of Tokyo, 3.MMC)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

### [2D09] Influence of gamma-irradiation on complex formation of humic substances with metal ions

*Ryohei Goto[1], Takeshi Saito[2], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1.KyotoUniversity Graduate School of Engineering Department of Nuclear Engineering, 2.Kyoto University Research Reactor Institute)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# $HSe^-/Se_4^{2-}$系の標準電極電位および Se の XAFS スペクトル

Standard Potential of the ($HSe^-/Se_4^{2-}$) couple and XAFS-spectra of Se

*土井 玲祐[1]

[1]原子力機構

溶液バルクの電気分解に続くサイクリックボルタンメトリー(CV)により、($Se_4^{2-}$ +4$H^+$ +6$e^-$ ⇌ 4HSe-)反応に起因するボルタモグラムを取得した。ボルタモグラム上の半波電位の $Na^+$濃度依存性から、$Se_4^{2-}/HSe^-$系の標準電極電位を取得した。また、Se が取りうる種々の酸化数に対応する XAFS スペクトルを取得した。

Keywords: selenium, half-wave potential, standard potential, cyclic voltammetry, XAFS

## 1. 緒言

処分場環境下におけるセレン(Se)の溶存種が $Se_4^{2-}$、$HSe^-$のいずれなのかを熱力学計算により評価する場合、評価結果の信頼性を直接左右する標準熱力学データは $Se_4^{2-}/HSe^-$系の標準電極電位である。そこで、当該電位値を取得することを目的とした CV を実施した。また、黄鉄鉱による Se の取込挙動の解明に資する基礎データとして、Se 化合物の XAFS スペクトルを取得した。

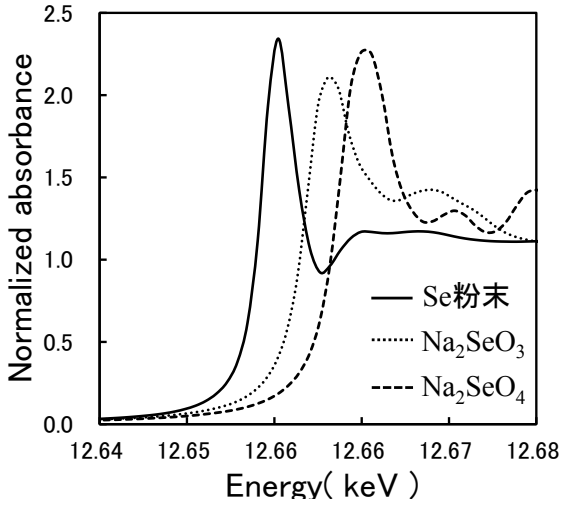



図 1　Se 化合物の XANES スペクトル

## 2. 実験

### 2-1. CV

純水に $Na_2SeO_3$、NaOH 溶液、$NaNO_3$ を添加して試験溶液を作製した。Se 濃度(mol/dm$^3$) = $1.0\times10^{-3}$ に調整し、パラメータとなる $Na^+$濃度(mol/kg)は、0.500、1.30、2.10、2.90 に調整した。バルク電気分解用セルを用いて Se 溶存種を $HSe^-$にした後に、-0.750↔0.449 V vs. Ag/AgCl(飽和 KCl)にわたる CV を実施した。半波電位の掃引速度依存性を評価する場合を除いて、掃引速度(V/s)は 0.7 とした。

### 2-2. XAFS 測定

SPring-8 のビームライン BL11XU において Se の *K* 吸収端測定を行った。$Na_2SeO_4$、$Na_2SeO_3$、Se 粉末の内、いずれかを窒化ホウ素と混合しペレットにしたものの XAFS スペクトルを室温・大気開放下における透過法により取得した。2 結晶 Si(311)により分光し、窒素ガスで満たした電離箱により X 線強度を測定した。金属 Se 箔の *K* 吸収端立上りの変曲点を 12.6540keV にセットすることでエネルギー校正を行った。

## 3. 結果・考察

半波電位は掃引速度に依らず一定であったことから半波電位において $Se_4^{2-}$と $HSe^-$の濃度は一致すると考え、半波電位の $Na^+$濃度依存性を特異イオン相互作用モデルにより解釈した結果、$E^\circ(Se_4^{2-}/HSe^-)$ = -0.1362±0.0010 (V vs. SHE)を得た。この値によれば $Se_4^{2-}$は処分場で安定に溶存すると考えられる。取得した XANES スペクトル(図 1)を利用して、$Se_4^{2-}$が黄鉄鉱に取り込まれる際の酸化数変化を評価する予定である。

---

*Reisuke Doi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# ウラン廃棄物処分のためのプロトアクチニウム溶液化学研究 （1）Pa-231 の精製および UV-Vis-NIR スペクトルの測定

Pa Solution Chemistry Study for Uranium Waste Management
(1) Purification of Pa-231 and UV-Vis-NIR Spectroscopy

*桐島 陽[1]，渡邉 雅之[2]，北辻 章浩[2]，瀬川 優佳里[2]，青柳 登[2]，秋山 大輔[1]，佐藤 修彰[1]
[1]東北大学 多元物質科学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

本研究ではマクロ量の $^{231}$Pa を用い、未知部分の多く残された天然元素である Pa の溶液化学に再挑戦を始めた。本報告では $^{231}$Pa の精製と光吸収スペクトルの測定について報告する。

**キーワード：**プロトアクチニウム，ウラン廃棄物，アクチノイド化学

## 1. 緒言

天然に存在する Pa の主要同位体である $^{231}$Pa は $^{235}$U の娘核種であり、32,760 年の半減期を有する。このためウラン廃棄物を浅地中処分した場合、およそ 1,000 年後には $^{231}$Pa は周辺住民の被ばく要因の中心核種となり、安全評価上の最重要核種の一つとなる。適切な安全評価を行うためには対象元素の溶液化学特性の把握が必須であるが、Pa については 1960 年代にトレーサ実験が行われて以降、溶液化学研究がほとんど行われておらず、信頼できる熱力学データは存在しない[1]。そこで本研究ではマクロ量の $^{231}$Pa を用い、加水分解や基本的な錯生成定数の決定、分光パラメータの取得など、未知部分の多く残された Pa の溶液化学に再挑戦を始めた。本報では $^{231}$Pa の溶媒抽出法による精製と、精製した Pa を用いて調製した溶液の光吸収スペクトル並びに、これを利用したフッ化物イオンとの錯生成の検討について報告する。

## 2. 実験

### 2-1. トリイソオクチルアミン(TIOA)を用いた溶媒抽出法による $^{231}$Pa の精製

長期保管されていた $^{231}$Pa にはその子孫核種（主として $^{227}$Ac, $^{227}$Th, $^{233}$Ra, $^{211}$Bi, $^{211}$Po） が含まれているため、これを精製した。子孫核種を含む Pa(V)の 8M HCl 溶液を調製し、これを溶媒抽出の水相とした。この水相を同体積の 5 wt% TIOA-キシレン溶液からなる有機相と接触させ溶媒抽出し、$^{231}$Pa のみを有機相に抽出し、核種は水相に留めた。次に 3M $HNO_3$ にて $^{231}$Pa を水相に逆抽出し、これを精製済み Pa 水溶液とした。

### 2-2. UV-Vis-NIR 吸収スペクトルの測定と錯生成反応の検討

精製した約 0.1 mM の Pa(V)溶液を各酸濃度の塩酸溶液、硝酸溶液および過塩素酸溶液に調製し、200 – 1200 nm の波長範囲で吸収スペクトル測定を行った。また、同濃度の Pa(V) の 3 M 過塩素酸溶液を 25 mM の NaF 溶液で滴定し吸収スペクトルの変化を測定した。

## 3. 結果と考察

精製前後の $^{231}$Pa 溶液のα線スペクトルを比較したところ、精製前には $^{231}$Pa のα線ピークに加えて、$^{233}$Ra, $^{227}$Th, $^{211}$Bi, $^{219}$Rn, $^{211}$Po のα線ピークが確認されたが、精製後の溶液からは子孫核種のピークがすべて無くなり、TIOA-キシレン溶液による溶媒抽出によって $^{231}$Pa を適切に精製できたことが確認された。次に、約 0.1 mM の Pa(V)溶液の UV-Vis-NIR 吸収スペクトルを測定したところ、いずれの酸を用いた溶液においても 200 - 400 nm の波長範囲で、Pa=O 間の電荷移動遷移とみられる、非常に強くブロードな吸収ピークが確認された。さらに塩酸濃度 5 M の Pa(V)溶液では、NIR 領域の 990nm と 1200 nm にモル吸光係数 ε で 1000 L / (mol・cm）を超える非常に強い光吸収が見られた。同様の NIR 領域の吸収は Pa(V)溶液に $F^-$イオンを加えた際にも確認され、この吸収ピーク強度は $F^-$イオン添加量と非常に高い相関がみられたため、この相関関係から $[PaO(OH)]^{2+}$ と $F^-$イオンとの間の錯生成定数についても評価を行った。

**参考文献** [1] J. Fuger et al., The Chemical Thermodynamics of actinide elements and compounds, part 12, IAEA, VIENNA, 1992

*Akira kirishima[1], Masayuki Watanabe[2], Yoshihiro Kitatsuji[2], Yukari Segawa[2], Noboru Aoyagi[2], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1],
[1]IMRAM, Tohoku Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

# 幌延深部地下水フミン酸の特性評価とプロトン化反応熱力学量の導出

Characterization and determination of thermodynamic quantities of humic acid dissolved in deep groundwater at Horonobe, Hokkaido, Japan.

*紀室 辰伍[1]、桐島 陽[1]、秋山 大輔[1]、佐藤 修彰[1]、長尾 誠也[2]、斉藤 拓巳[3]、天野 由記[4]、宮川 和也[4]、寺島 元基[4]
[1]東北大・多元研、[2]金沢大・環日本海域研究センター、[3]東大・原子力国際専攻、[4]原子力機構

北海道幌延の深度 250m / 350m 地下水から IHSS 法を用いて抽出したフミン酸に対してサイズ排除クロマト(SEC)、流動場分画法(Fl-FFF)、熱量滴定法を適用し、特性評価とプロトン化反応熱力学量の導出を行った。また、表層土壌から抽出された標準フミン酸と結果を比較し、反応機構を考察した。
**キーワード：**幌延フミン酸、SEC、Fl-FFF、熱量滴定、特性評価

## 1．緒言

地中で放射性核種と相互作用する可能性の高い天然の物質のひとつとしてフミン物質が挙げられる。このフミン物質は不均質な組成を持つ高分子電解質として金属イオンと錯生成し、結果的に放射性核種の溶解度を増加させる可能性が指摘されている。前報にて、JAEA 幌延深地層研究センターの地下 350m 地下水から IHSS(International Humic Substances Society)法を用いてフミン酸を抽出し、そのプロトン化反応熱力学量が低分子有機酸と似通っていることを示した[1]。本研究では深部地下水中のフミン酸について理解を進めるため、幌延深度 350m フミン酸(HHA350)に加え、幌延深度 250m フミン酸(HHA250)及び幌延深度 350m フルボ酸(HFA350)に SEC、Fl-FFF を適用しフミン酸の分子量や粒子径の分布を明らかにするとともに、熱量滴定を適用してプロトン化反応熱力学量の導出を行い、その反応機構について新たな知見を得た。

## 2．実験

JAEA 幌延深地層研究センター地下 250m / 350m 地下水から抽出したフミン酸に SEC、Fl-FFF を適用し特性評価を行った。SEC は日立製高速液体クロマトを用い、波長 280nm における紫外線吸光からフミン酸の分子量分布を明らかにした。Fl-FFF は Postnova Analytics 社の AF 2000 FOCUS を用い、波長 255nm における紫外線吸光からフミン酸のサイズ分画を行った。また、電位差滴定と熱量滴定を適用し、プロトン化反応熱力学量を導出した。さらに、実験結果を IHSS が頒布する標準フミン酸である Elliot Soil(SHA)、Waskish Peat(PHA)、Leonardite(LHA)及び安息香酸とフェノールの混合物(Mixed weak acid)と比較し、幌延深部地下水中のフミン酸の特徴を考察した。

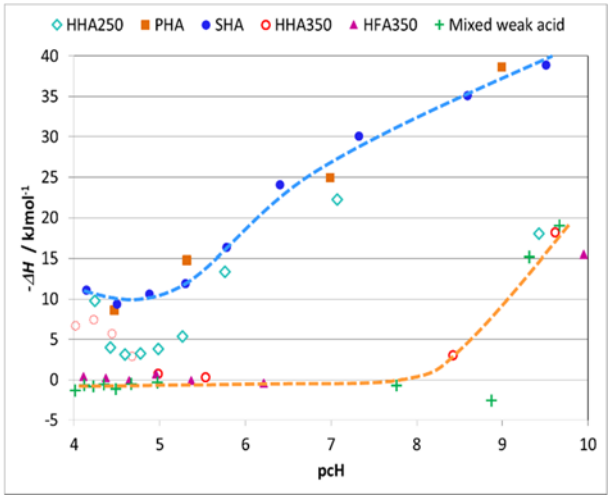



図 1　プロトン化エンタルピー比較

## 3．結果・考察

SEC、Fl-FFF による特性評価から、幌延深部フミン酸は IHSS 標準フミン酸よりも分子量・流体力学径が小さく、特徴的なサイズ分布を有することが明らかになった。また、幌延深部フミン酸と標準フミン酸のプロトン化反応エンタルピーを水素イオン濃度の負の対数値(=pcH)に対してプロットした比較を図 1 に示す。HHA350 に pcH<5 の条件下で沈澱が確認されたため、pcH5 未満のプロットを無視すると、SHA と PHA が、そして、HHA350(pcH<5)と HFA350 及び Mixed weak acid がそれぞれ似通ったエンタルピー傾向(図中青の破線とオレンジの破線)を持つことがわかる。また、HHA250 のエンタルピーは両者の中間の値を取ることがわかる。以上から、幌延深部フミン酸は単純な有機酸に似た構造を持つが、地下水の深度によってその構造に違いが生じる可能性が示唆された。これはフミン酸生成の履歴を反映したものと考えられる。

## 参考文献

[1]　紀室ら、原子力学会 2014 秋の大会、放射性廃棄物処分と環境、F03、p186

## 謝辞

本報告は経済産業省委託事業「平成 27 年度　処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

*Shingo Kimuro[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Seiya Nagao[2], Takumi Saito[3], Yuki Amano[4], Kazuya Miyakawa[4], Motoki Terashima[4]
[1]IMRAM, Tohoku Univ., [2]Inst. Nature Environ. Tech. Kanazawa Univ., [3]University of Tokyo, [4]JAEA

# 幌延深部地下水中の溶存フミン酸による低濃度 Eu との錯生成

Complexation of trace Eu with humic acid isolated from deep groundwater in the Horonobe underground research laboratory site, Japan

*寺島元基[1]，斉藤拓巳[2]、石井智子[3a]、伊藤美貴[3]、赤木洋介[3]，舘　幸男[1]
[1]原子力機構、[2]東京大学、[3]三菱マテリアル（[a]現職：原環センター）

放射性 Eu と溶媒抽出法を用いて、幌延の地下研究施設の深度 250 m の深部地下水に溶存するフミン酸と低濃度の Eu との錯生成データを取得し、市販のフミン酸の錯形成挙動との比較およびモデル解析から、深部地下水中の溶存フミン酸の低濃度 Eu との錯生成特性を明らかにした。
**キーワード**：錯生成、フミン酸、低濃度ユーロピウム、深部地下水、幌延

## 1. 緒言

これまでに著者等は、幌延の深部地下水から分離・精製した腐植物質（HS）を対象に、蛍光消光法を用いて Eu との錯生成を調査し、深部地下水中 HS の条件付錯生成定数が土壌や市販の HS の値と比較して 2 桁程度小さいことを報告した［1］。しかし、蛍光消光法をはじめとする分光学的手法は、錯生成への応答感度が低く、地層処分システムの安全評価に必要となる低濃度領域の核種との錯生成を十分評価できないと言う課題があった。このため、深部地下水中 HS による核種との錯生成は、現在もなお不明確であり、このことは、地層処分システムにおける核種移行への有機物影響を評価する上での大きな不確実要因となっていた。本研究では、放射性 Eu を用いた溶媒抽出法を Eu と幌延の深部地下水中 HS との錯生成試験に適用し、その低濃度 Eu に対する錯生成挙動を調査した。

## 2. 実験

HS 試料は、幌延の地下研究施設の深度 250 m の地下水から分離・精製したフミン酸（HHA）［2］および市販の Aldrich 社製のフミン酸（AHA）を用いた。錯生成試験は、4,4,4-trifluoro-1-(2-thienyl)-1,3-butaedione (TTA) と tributyl phosphate (TBP)を含むキシレン溶液を有機相として用いる Kubota らの溶媒抽出法［3］を採用し、アルゴン雰囲気のグローブボックス内で行った。24 時間混合した試験水溶液（$10^{-8}$~$10^{-6}$ mol dm$^{-3}$ Eu（$C_{Eu}$）（$^{152}$Eu 含む）、0～100 mg dm$^{-3}$ HA、0.2 mol dm$^{-3}$ MES+Tris（pH 5.5）、0.1 mol dm$^{-3}$ $NaClO_4$）は、$10^{-3}$ mol dm$^{-3}$ TTA+TBP キシレン溶液と接触させた後、有機相および水相中の $^{152}$Eu の$\gamma$線を液体シンチレーションカウンターを用いて測定した。錯生成定数（$\beta_\alpha$）は、HA のカルボキシラートアニオン基（$COO^-$）と Eu が 3：1 の割合で結合することを仮定して算出した。カルボキシラートアニオン基濃度は、HA のカルボキシル基全濃度（$C_R$, mol dm$^{-3}$）と解離度（α）との積から算出し、αは各 HA に固有の NICA-Donnan モデルパラメータ［2, 4］を Visual MINTEQ (ver.3.1)に導入して算出した。

## 3. 結果と考察

Eu のローディングレベル（$\log(C_{Eu}/C_R\alpha)$）と $\log\beta_\alpha$との関係を図に示す。AHA（□）と HHA（●）の $\log\beta_\alpha$は、ローディングレベルの低下とともに増加し、不均質な錯生成サイトの存在を示唆した。また、AHA と HHA の $\log\beta_\alpha$は、$\log(C_{Eu}/C_R\alpha) = -3$ 以下の低いローディングレベルにおいても 2 程度の差が存在することが分かった。このことは、AHA と HHA の構造特性は異なるものの［2］、両 HA の $\log\beta_\alpha$の変化量は検討したローディングレベルの範囲において、同じであることを示唆している。尚、発表では、モデル解析の結果も踏まえて議論する。

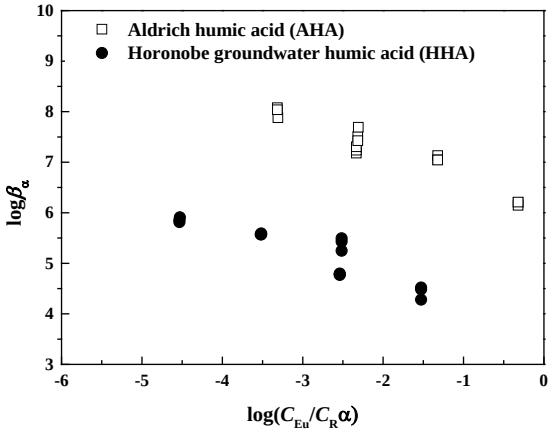



図　$\log(C_{Eu}/C_R\alpha)$と $\log\beta_\alpha$との関係

### 参考文献

[1] M. Terashima et al., J. Nucl. Sci. Tech., 49, pp.804 – 815, 2012
[2] T. Saito et al., Environ. Sci.: Processes Impacts, 17, pp.1386 – 1395, 2015
[3] T. Kubota et al., Radiochim. Acta, 90, pp.569 – 574, 2002
[4] T. Saito et al., Radiochim. Acta, 92, pp. 567 – 574, 2004

*Motoki Terashima[1], Takumi Saito[2], Tomoko Ishii[3a], Miki Ito[3], Yosuke Akagi[3] and Yukio Tachi[1]
[1]JAEA, [2]Univ. of Tokyo, [3]MMC ([a] Present post : RWMC).

謝辞：本報告は、経済産業省委託事業「平成 27 年度処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

# フミン物質の錯生成能へのガンマ線照射影響

Influence of gamma-irradiation on complex formation of humic substances with metal ions

*後藤 涼平[1]，齋藤 毅[2]，小林 大志[1]，佐々木 隆之[1]
[1]京大院・工，[2]京大原子炉

放射線照射した天然腐植物質（フミン物質）の酸解離特性を実験により検討した。また化学構造を分光学的手法によって調べ、酸解離定数との関連について考察した。

**キーワード：**フミン物質，ガンマ線照射，酸解離定数，NMR，錯生成能

## 1. 緒言

地下水中に普遍的に存在するフミン物質（HS）が廃棄体からの放射線に晒された場合、その化学状態が分解反応等により変化し、核種との錯生成能ひいては核種の地下水移行挙動に影響を及ぼす可能性がある。本研究では HS にガンマ線を照射し、化学構造特性を核磁気共鳴（NMR）法により評価するとともに、酸解離特性の照射線量依存性を滴定実験により評価した。

## 2. 実験

フミン物質には国際腐植物質学会(IHSS)が頒布する Eliot soil humic acid(SHA, 1S102H)および Suwannee river fulvic acid（SFA, 1S101F）を用いた。茶褐色の SHA 溶液および淡茶色の SFA 溶液 500 mL をガラス瓶に入れ、京大原子炉の $^{60}$Co ガンマ線照射装置を用いて 10 kGy、100 kGy、500 kGy の吸収線量を照射した。各試料を JEOL JNM-ECA600 FT NMR spectrometer を用いて NMR 測定を行った（積算回数は $^{1}$H では 1000、$^{13}$C では約 10000 とした)。プロトン化滴定では、HS 溶液から 10 ml を分取しポリプロピレン製容器に入れ被滴定液とした。過塩素酸を用いて初期 pH を約 3 とした。滴定中は液温を 25℃に制御し、炭酸ガスの混入を防ぐために $N_2$ガスを通気した。被滴定液をスターラで攪拌しながら 0.05 M NaOH－0.05 M $NaClO_4$（イオン強度 0.1 M）を 10 μL ずつ滴下し、滴下量と pH（終点 pH 10.5）との関係を調べた。

## 3. 結果と考察

500 kGy のガンマ線照射後、SHA および SFA 溶液はどちらも退色し、SHA 溶液では黒色の沈殿が生じた。一例として Fig.1 に未照射 SHA の $^{1}$H NMR のスペクトルデータを示す。化学シフト（横軸）は、フミン物質の官能基（例えば芳香族 H や炭化水素鎖 H）の違いを表わしており[1]、得られたスペクトルの積分値から官能基組成を概算した。Fig.2 に滴定実験結果から評価した総解離官能基当量$(R)_{tot}$ (meq/g)の pH 依存性を示す。100 kGy の照射により特に弱酸性域で$(R)_{tot}$が減少したことから、カルボキシル基の分解が顕著であると推察される。当日は金属イオンとの錯生成定数に関しても報告する予定である。

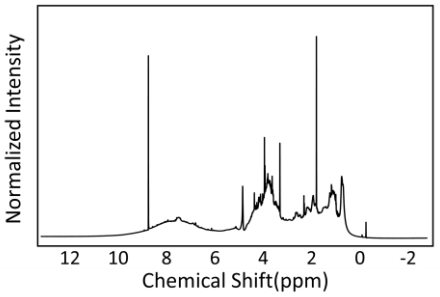



Fig.1 未照射 SHA 溶液の $^{1}$H NMR スペクトルデータ

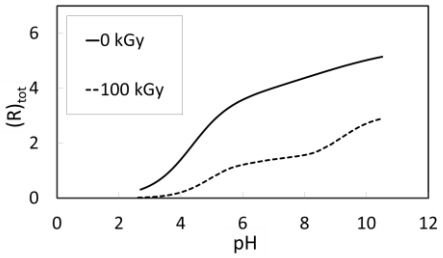



Fig.2 SHA の解離官能基当量$(R)_{tot}$の pH 依存性

**参考文献**

[1] K.Yonebayashi, and T.Hattori “Chemical and biological studies on environmental humic acids Ⅱ. $^{1}$H NMR and IR spectra of humic acids”, Soil Sci. Plant Nutr., **35** (1989) 383-392.

*Ryohei Goto[1], Takeshi Saito[2], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1]
[1]Kyoto University, Dept. of Nuclear Eng., [2]Kyoto University Research Reactor Institute

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 3

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [PL2D] Safety case for geological disposal of radioactive waste

Chair: Osamu Tochiyama (NSRS)

[PL2D01] Strategy and approach for safety case development

*Tetsuo Fujiyama[1] (1.NUMO)

[PL2D02] Site characterization and synthesis into site descriptive models

*Kunio Ota[1] (1.NUMO)

[PL2D03] Design and engineering feasibility of geological disposal system

*Satoru Suzuki[1] (1.NUMO)

[PL2D04] Long-term safety of geological disposal system

*Kiyoshi Fujisaki[1] (1.NUMO)

[PL2D05] Discussion

Chair: Osamu Tochiyama[1] (1.NSRS)

総合講演・報告 3　原子力発電環境整備機構（NUMO）[バックエンド部会共催]

# 地層処分セーフティケース

Development of Safety Case for geological disposal

*藤山哲雄，*太田久仁雄，*鈴木　覚，*藤﨑　淳，出口　朗，梅木博之
原子力発電環境整備機構（NUMO）

## 1. はじめに

東北地方太平洋沖地震ならびに東京電力福島第一原子力発電所事故の発生等を踏まえ，「第２次取りまとめ」[1]により示されたわが国における地層処分の技術的信頼性を再評価することが求められている。一方，国が科学的有望地を示す方針[2]が決定されたことで，処分地選定が新たな局面を迎えつつあり，サイト選定の進展に即応可能な技術の整備状況を示すことは，以前にも増して重要となっている。これらを踏まえ，NUMO では，国際機関（OECD/NEA 等）が提示する指針[3]等を参照しつつ，セーフティケース*の開発を進めている（以下，「NUMO セーフティケース」という）。本報告では，その概要を報告する。

※セーフティケースとは，科学技術的な論拠と証拠を尽くして処分場の安全性が確かなものであることを説明する一連の文書のこと

## 2. セーフティケース構築の考え方とアプローチ

わが国では現時点で調査サイトや候補母岩が特定されていない。「第２次取りまとめ」では，わが国の地層処分概念を一般的に検討し，その成立性が概括的に論じられた。NUMO セーフティケースは，文献調査段階以降に候補サイトを対象に作成・更新していくセーフティケースの雛型となることを意図しており，実際のサイト調査の段階で行う作業を念頭に置き，最新の科学的知見や技術を反映することはもちろん，事業を進めていくなかで想定される現実的な技術的制約条件などへの対応を具体的に提示することに留意した。

セーフティケースの開発にあたっては，深地層の研究施設などの研究開発成果を含むわが国の地質環境に対する最新の理解に基づき，サイト選定において想定される幅広い地質環境を類型化して候補母岩の現実的な地質環境モデルを作成し，これらに対して処分場の設計から安全評価までの一連の作業を行うことにより，地層処分を実施するための技術的な方法論が整っていること，および処分場の閉鎖前と閉鎖後において安全性を確保できる見通しがあることを示している。併せて，地層処分の信頼性向上に向けた今後の技術開発課題を明らかにしている。

具体的には，わが国の実際のデータに基づき，処分場内に存在する小規模な断層・亀裂といった地質環境の特徴をモデル化し，これに合わせた地下施設レイアウトの設計や，その特徴をできるだけ忠実に表現したモデルによる性能評価の実施など，実際のサイトの相互比較や選定作業，処分場設計の最適化などを視野に入れた技術を例示して，その技術的信頼性を論じるというアプローチを採用している。

## 3. 地質環境の安定性と深部特性の評価

NUMO は，文献調査，概要調査，精密調査を通じて取得した地質環境情報に基づき，処分場の設計から安全評価にいたる一連の作業を行うことにより，地層処分の観点から好ましい地質環境の特性や条件が長期にわたり維持される「安定な地質環境」を特定する。このプロセスにおいては，調査の詳細度を段階的に高めつつ，法定要件に基づき整備する考慮事項[4]や，国の審議会により示された「地質環境の長期安定性への影響要因に関するサイト調査の方針」[5]などに照らして，地質環境の安全機能を損なう可能性のあ

る自然現象による著しい影響を回避する。さらに，その影響を回避したサイトにおいて，地質環境の特性や条件の時間的・空間的変遷を把握し，その変化の幅を考慮に入れても処分場の安全機能が維持できる安定な地質環境であることを確認する。NUMO セーフティケースでは，最新の科学的知見や技術開発成果などを取りまとめ, 多様な地質環境に適用可能な, 安定な地質環境を適切に選定するための考え方や方法論，調査・評価技術などを体系的に整備した。

また，サイト選定において現実的に想定される幅広い地質環境を処分場の設計および安全評価の観点から類型化し，候補母岩として想定される岩種として深成岩類，新第三紀堆積岩類，先新第三紀堆積岩類を取り上げた。この三岩種について，サイト選定プロセスにおける処分場の設計および安全評価との連携を考慮に入れつつ，段階ごとに質および量が異なる複数の分野にわたる地質環境情報を整合的に解釈し，処分場の設計および安全評価の基盤となる候補母岩の現実的な地質環境モデルとして統合した。さらに，安定な地質環境を確認するための安全評価に必要となる，将来における自然現象の発生可能性とその影響にかかわる科学的知見を取りまとめた。

さらに，技術的信頼性のより一層の向上に関して今後取り組むべき技術課題として，地質環境の調査・評価技術の高度化，サイト調査をより効率的・効果的に進めるための技術的知識や経験の蓄積などを提示した。

**4. 地層処分システムの設計と工学的実現性**

地層処分事業においては，サイト選定の進展に応じて地質環境特性に関する情報が段階的に詳細化される。このため，処分場の候補母岩となる岩種の特徴を考慮し，人工バリア材料の開発成果といったその時点の最新の科学技術的知見を適宜反映して，処分場の設計を柔軟に行う準備を整えておくことが，処分場の実現可能性と安全確保の観点から重要である。NUMO は，閉鎖前および閉鎖後長期の安全性，工学的成立性，回収可能性，経済的合理性などの要求事項を満たすための設計要件を設定し，これを基軸とした体系的な設計の方法論を構築している[6]。NUMO セーフティケースでは,「第２次取りまとめ」,「第 2 次 TRU レポート」[7]で提示された処分概念を出発点として，候補母岩として想定される三つの岩種分類の地質環境モデルを対象に，整備した設計の方法論を適用し，所要の安全機能を有する処分場の設計を試行するとともに，処分場の建設・操業・閉鎖に必要となる工学技術の実用性の提示や閉鎖前の安全性の評価を行っている。

高レベル放射性廃棄物処分場の人工バリアは，オーバーパックと緩衝材により構成される。「第２次取りまとめ」以降に得られた炭素鋼の腐食試験，放射線影響評価，緩衝材の塩水条件における膨潤性などの最新のデータに基づいて，人工バリアの仕様が余裕をもって設定されていること，および，降水系地下水だけでなく，塩水系地下水の環境にも適用可能であることなどを確認した。また，TRU 廃棄物処分場についても，操業中の閉じ込めを確保するため，廃棄体パッケージ容器の仕様をあらたに設定するとともに，緩衝材を設置する廃棄体グループの見直しも行った。

人工バリアの施工技術についても，最新の技術開発成果に基づいて，実用的な方法と関連する要素技術の適用性について示した。高レベル放射性廃棄物処分場では，従来の竪置き・ブロック方式に加え，横置き・PEM 方式について操業方法を示した。横置き・PEM 方式は，地上施設にてオーバーパックと緩衝材を鋼製容器内に一体化して地下に搬送する方式であるため，竪置き・ブロック方式に比べて，人工バリア構築の品質管理が容易であるとともに，処分坑道内における定置作業の効率化や坑道面積の縮小化が図れること，および坑道内の湧水や滴水などの環境に対する適用性が高いといった特徴がある。TRU 廃棄物処分場については，構造躯体の仕切り板の施工手順とその際の作業員に対する放射線防護を勘案して，従来検討されていたフォークリフトによる定置方式から，構造躯体の上部を走行する天井クレーンによる定置方

式に変更するなど，安全性と工学的成立性の両面から操業方法を見直した。また，地下施設レイアウトについては，地下に分布する断層への対処の観点から，処分区画のレイアウトを決定する過程を試行的に示すとともに，建設・操業が同時並行で進められることを想定して，一般労働安全の観点から換気経路や作業動線が合理的に確保できることなどを示した。このように，これまで整備してきた技術に基づいて，わが国で想定される地質環境において所要の安全機能を有する処分場を設計できることを示した。

また，今後取り組むべき技術課題として，人工バリア材料の設計・製作に関する信頼性向上や，建設・操業技術の実証試験に向けた準備などを提示した。

**5. 地層処分システムの安全性の評価**

処分場閉鎖後の安全性の評価では，候補サイトの地質環境とそれに応じて設計された処分施設の特徴を踏まえ，さまざまな不確実性に対処しつつ，処分場が長期間にわたって期待される機能を発揮し安全性を確保できることを予測的に確認することが必要である。NUMO セーフティケースでは，考慮すべき不確実性を，合理性を持って取り扱うための考え方や方法を構築することとした。このため，システムの安全機能に影響を与えると考えられる自然事象の発生の可能性を考慮して安全評価シナリオを作成・分類するというリスク論的な考え方に基づく手法を開発した。また将来の人間活動の影響に関する人為事象シナリオについては，システムの頑健性を評価することを主たる目的として様式化の方法を検討した。

性能評価モデルについては，地質環境条件や処分場設計の特徴をできるだけ忠実に反映することが可能な解析手法の整備を進めた。具体的には，ニアフィールドスケール（人工バリアとニアフィールド母岩を含む数百メートル×数百メートル×数百メートルの空間スケール）における人工バリアの形状や母岩中の亀裂の空間的な分布を表現した三次元物質移行解析を行い，これを複数のチャンネルを有する一次元の核種移行解析モデルに反映する手法を開発した。これにより，安全評価シナリオに基づくさまざまな解析ケースに対する計算を，設計とニアフィールド母岩の特徴をできるだけ忠実に考慮に入れて柔軟かつ効率的に進めることが可能となった。また評価に用いる核種移行データは，最新の JAEA データベースを利用して，各岩種に対応するデータを抽出・分析したうえで設定した。

開発した方法論を用いて，設計した地層処分システムを対象とした安全評価を行った。地層処分に関する規制基準は今後整備されるため，安全性の目安となる線量の基準は，国際機関や諸外国の規制基準を参考に設定した[8]。これらの線量基準に対し安全評価を行った結果，所要の安全性が確保されることを確認した。

また，今後取り組むべき技術課題として，シナリオ構築やモデル構築技術の高度化，核種移行解析に関するデータベース拡充など，安全評価技術の信頼性向上に向けた課題を提示した。

**6. おわりに**

NUMO セーフティケースでは，安定な地質環境を適切に特定するための技術を整備していること，サイト選定で想定される候補母岩を代表する三つの岩種について長期的な安全機能を満足する処分場を設計できること，これらの地質環境や処分場の仕様の特徴を反映して，処分場閉鎖前及び閉鎖後長期にわたる安全評価を行うことが可能であり，その結果は国際機関や諸外国の規制等を参考にした安全基準を満たすことなどを示した。これにより，現時点における最新の科学技術的知見に照らして，わが国においても安全に地層処分を実現できることを提示するとともに，今後のサイト選定の進展に即応する準備を整えることができたと考えている。今後は，セーフティケースの構築を通じて抽出された技術課題を中期的な技術開発計画に反映し，地層処分の技術的な信頼性の一層の向上に向けて，関連機関と連携しながら技術開発を進めていく。

**参考文献**

[1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 －地層処分研究開発第２次取りまとめ－

[2] 経済産業省（2015）：特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成 27 年 5 月 22 日閣議決定）

[3] OECD/NEA（2013）：The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories，OECD/Nuclear Energy Agency

[4] NUMO（2009）：概要調査地区選定上の考慮事項．放射性廃棄物の地層処分事業について，分冊－2.

[5] 総合資源エネルギー調査会（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価－地質環境特性および地質環境の長期安定性について．平成 26 月 5 月，地層処分技術 WG.

[6] NUMO (2004)：高レベル放射性廃棄物地層処分の技術と安全性，NUMO-TR-04-01.

[7] 電事連・JNC（2005）：TRU 廃棄物処分技術検討書－第２次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－，JNC TY1400-2005-013，FEPC TRU-TRU2-2005-02.

[8] 例えば，ICRP（2013）：Radiological Protection in Geological Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste, ICRP Publication 122, Annals of the ICRP, Vol.42, No.3.

---

*Tetsuo Fujiyama, *Kunio Ota, *Satoru Suzuki, *Kiyoshi Fujisaki, Akira Deguchi and Hiroyuki Umeki

Nuclear Waste Management Organization of Japan

総合講演・報告 3　原子力発電環境整備機構（NUMO）[バックエンド部会共催]

# 地層処分セーフティケース

Development of Safety Case for geological disposal

*藤山哲雄，*太田久仁雄，*鈴木　覚，*藤﨑　淳，出口　朗，梅木博之
原子力発電環境整備機構（NUMO）

## 1. はじめに

東北地方太平洋沖地震ならびに東京電力福島第一原子力発電所事故の発生等を踏まえ，「第２次取りまとめ」[1]により示されたわが国における地層処分の技術的信頼性を再評価することが求められている。一方，国が科学的有望地を示す方針[2]が決定されたことで，処分地選定が新たな局面を迎えつつあり，サイト選定の進展に即応可能な技術の整備状況を示すことは，以前にも増して重要となっている。これらを踏まえ，NUMO では，国際機関（OECD/NEA 等）が提示する指針[3]等を参照しつつ，セーフティケース*の開発を進めている（以下，「NUMO セーフティケース」という）。本報告では，その概要を報告する。

※セーフティケースとは，科学技術的な論拠と証拠を尽くして処分場の安全性が確かなものであることを説明する一連の文書のこと

## 2. セーフティケース構築の考え方とアプローチ

わが国では現時点で調査サイトや候補母岩が特定されていない。「第２次取りまとめ」では，わが国の地層処分概念を一般的に検討し，その成立性が概括的に論じられた。NUMO セーフティケースは，文献調査段階以降に候補サイトを対象に作成・更新していくセーフティケースの雛型となることを意図しており，実際のサイト調査の段階で行う作業を念頭に置き，最新の科学的知見や技術を反映することはもちろん，事業を進めていくなかで想定される現実的な技術的制約条件などへの対応を具体的に提示することに留意した。

セーフティケースの開発にあたっては，深地層の研究施設などの研究開発成果を含むわが国の地質環境に対する最新の理解に基づき，サイト選定において想定される幅広い地質環境を類型化して候補母岩の現実的な地質環境モデルを作成し，これらに対して処分場の設計から安全評価までの一連の作業を行うことにより，地層処分を実施するための技術的な方法論が整っていること，および処分場の閉鎖前と閉鎖後において安全性を確保できる見通しがあることを示している。併せて，地層処分の信頼性向上に向けた今後の技術開発課題を明らかにしている。

具体的には，わが国の実際のデータに基づき，処分場内に存在する小規模な断層・亀裂といった地質環境の特徴をモデル化し，これに合わせた地下施設レイアウトの設計や，その特徴をできるだけ忠実に表現したモデルによる性能評価の実施など，実際のサイトの相互比較や選定作業，処分場設計の最適化などを視野に入れた技術を例示して，その技術的信頼性を論じるというアプローチを採用している。

## 3. 地質環境の安定性と深部特性の評価

NUMO は，文献調査，概要調査，精密調査を通じて取得した地質環境情報に基づき，処分場の設計から安全評価にいたる一連の作業を行うことにより，地層処分の観点から好ましい地質環境の特性や条件が長期にわたり維持される「安定な地質環境」を特定する。このプロセスにおいては，調査の詳細度を段階的に高めつつ，法定要件に基づき整備する考慮事項[4]や，国の審議会により示された「地質環境の長期安定性への影響要因に関するサイト調査の方針」[5]などに照らして，地質環境の安全機能を損なう可能性のあ

る自然現象による著しい影響を回避する。さらに，その影響を回避したサイトにおいて，地質環境の特性や条件の時間的・空間的変遷を把握し，その変化の幅を考慮に入れても処分場の安全機能が維持できる安定な地質環境であることを確認する。NUMO セーフティケースでは，最新の科学的知見や技術開発成果などを取りまとめ, 多様な地質環境に適用可能な, 安定な地質環境を適切に選定するための考え方や方法論，調査・評価技術などを体系的に整備した。

また，サイト選定において現実的に想定される幅広い地質環境を処分場の設計および安全評価の観点から類型化し，候補母岩として想定される岩種として深成岩類，新第三紀堆積岩類，先新第三紀堆積岩類を取り上げた。この三岩種について，サイト選定プロセスにおける処分場の設計および安全評価との連携を考慮に入れつつ，段階ごとに質および量が異なる複数の分野にわたる地質環境情報を整合的に解釈し，処分場の設計および安全評価の基盤となる候補母岩の現実的な地質環境モデルとして統合した。さらに，安定な地質環境を確認するための安全評価に必要となる，将来における自然現象の発生可能性とその影響にかかわる科学的知見を取りまとめた。

さらに，技術的信頼性のより一層の向上に関して今後取り組むべき技術課題として，地質環境の調査・評価技術の高度化，サイト調査をより効率的・効果的に進めるための技術的知識や経験の蓄積などを提示した。

**4. 地層処分システムの設計と工学的実現性**

地層処分事業においては，サイト選定の進展に応じて地質環境特性に関する情報が段階的に詳細化される。このため，処分場の候補母岩となる岩種の特徴を考慮し，人工バリア材料の開発成果といったその時点の最新の科学技術的知見を適宜反映して，処分場の設計を柔軟に行う準備を整えておくことが，処分場の実現可能性と安全確保の観点から重要である。NUMO は，閉鎖前および閉鎖後長期の安全性，工学的成立性，回収可能性，経済的合理性などの要求事項を満たすための設計要件を設定し，これを基軸とした体系的な設計の方法論を構築している[6]。NUMO セーフティケースでは,「第２次取りまとめ」,「第 2 次 TRU レポート」[7]で提示された処分概念を出発点として，候補母岩として想定される三つの岩種分類の地質環境モデルを対象に，整備した設計の方法論を適用し，所要の安全機能を有する処分場の設計を試行するとともに，処分場の建設・操業・閉鎖に必要となる工学技術の実用性の提示や閉鎖前の安全性の評価を行っている。

高レベル放射性廃棄物処分場の人工バリアは，オーバーパックと緩衝材により構成される。「第２次取りまとめ」以降に得られた炭素鋼の腐食試験，放射線影響評価，緩衝材の塩水条件における膨潤性などの最新のデータに基づいて，人工バリアの仕様が余裕をもって設定されていること，および，降水系地下水だけでなく，塩水系地下水の環境にも適用可能であることなどを確認した。また，TRU 廃棄物処分場についても，操業中の閉じ込めを確保するため，廃棄体パッケージ容器の仕様をあらたに設定するとともに，緩衝材を設置する廃棄体グループの見直しも行った。

人工バリアの施工技術についても，最新の技術開発成果に基づいて，実用的な方法と関連する要素技術の適用性について示した。高レベル放射性廃棄物処分場では，従来の竪置き・ブロック方式に加え，横置き・PEM 方式について操業方法を示した。横置き・PEM 方式は，地上施設にてオーバーパックと緩衝材を鋼製容器内に一体化して地下に搬送する方式であるため，竪置き・ブロック方式に比べて，人工バリア構築の品質管理が容易であるとともに，処分坑道内における定置作業の効率化や坑道面積の縮小化が図れること，および坑道内の湧水や滴水などの環境に対する適用性が高いといった特徴がある。TRU 廃棄物処分場については，構造躯体の仕切り板の施工手順とその際の作業員に対する放射線防護を勘案して，従来検討されていたフォークリフトによる定置方式から，構造躯体の上部を走行する天井クレーンによる定置方

式に変更するなど，安全性と工学的成立性の両面から操業方法を見直した。また，地下施設レイアウトについては，地下に分布する断層への対処の観点から，処分区画のレイアウトを決定する過程を試行的に示すとともに，建設・操業が同時並行で進められることを想定して，一般労働安全の観点から換気経路や作業動線が合理的に確保できることなどを示した。このように，これまで整備してきた技術に基づいて，わが国で想定される地質環境において所要の安全機能を有する処分場を設計できることを示した。

また，今後取り組むべき技術課題として，人工バリア材料の設計・製作に関する信頼性向上や，建設・操業技術の実証試験に向けた準備などを提示した。

**5. 地層処分システムの安全性の評価**

処分場閉鎖後の安全性の評価では，候補サイトの地質環境とそれに応じて設計された処分施設の特徴を踏まえ，さまざまな不確実性に対処しつつ，処分場が長期間にわたって期待される機能を発揮し安全性を確保できることを予測的に確認することが必要である。NUMO セーフティケースでは，考慮すべき不確実性を，合理性を持って取り扱うための考え方や方法を構築することとした。このため，システムの安全機能に影響を与えると考えられる自然事象の発生の可能性を考慮して安全評価シナリオを作成・分類するというリスク論的な考え方に基づく手法を開発した。また将来の人間活動の影響に関する人為事象シナリオについては，システムの頑健性を評価することを主たる目的として様式化の方法を検討した。

性能評価モデルについては，地質環境条件や処分場設計の特徴をできるだけ忠実に反映することが可能な解析手法の整備を進めた。具体的には，ニアフィールドスケール（人工バリアとニアフィールド母岩を含む数百メートル×数百メートル×数百メートルの空間スケール）における人工バリアの形状や母岩中の亀裂の空間的な分布を表現した三次元物質移行解析を行い，これを複数のチャンネルを有する一次元の核種移行解析モデルに反映する手法を開発した。これにより，安全評価シナリオに基づくさまざまな解析ケースに対する計算を，設計とニアフィールド母岩の特徴をできるだけ忠実に考慮に入れて柔軟かつ効率的に進めることが可能となった。また評価に用いる核種移行データは，最新の JAEA データベースを利用して，各岩種に対応するデータを抽出・分析したうえで設定した。

開発した方法論を用いて，設計した地層処分システムを対象とした安全評価を行った。地層処分に関する規制基準は今後整備されるため，安全性の目安となる線量の基準は，国際機関や諸外国の規制基準を参考に設定した[8]。これらの線量基準に対し安全評価を行った結果，所要の安全性が確保されることを確認した。

また，今後取り組むべき技術課題として，シナリオ構築やモデル構築技術の高度化，核種移行解析に関するデータベース拡充など，安全評価技術の信頼性向上に向けた課題を提示した。

**6. おわりに**

NUMO セーフティケースでは，安定な地質環境を適切に特定するための技術を整備していること，サイト選定で想定される候補母岩を代表する三つの岩種について長期的な安全機能を満足する処分場を設計できること，これらの地質環境や処分場の仕様の特徴を反映して，処分場閉鎖前及び閉鎖後長期にわたる安全評価を行うことが可能であり，その結果は国際機関や諸外国の規制等を参考にした安全基準を満たすことなどを示した。これにより，現時点における最新の科学技術的知見に照らして，わが国においても安全に地層処分を実現できることを提示するとともに，今後のサイト選定の進展に即応する準備を整えることができたと考えている。今後は，セーフティケースの構築を通じて抽出された技術課題を中期的な技術開発計画に反映し，地層処分の技術的な信頼性の一層の向上に向けて，関連機関と連携しながら技術開発を進めていく。

**参考文献**

[1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 －地層処分研究開発第２次取りまとめ－

[2] 経済産業省（2015）：特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成 27 年 5 月 22 日閣議決定）

[3] OECD/NEA（2013）：The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories，OECD/Nuclear Energy Agency

[4] NUMO（2009）：概要調査地区選定上の考慮事項．放射性廃棄物の地層処分事業について，分冊－2.

[5] 総合資源エネルギー調査会（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価－地質環境特性および地質環境の長期安定性について．平成 26 月 5 月，地層処分技術 WG.

[6] NUMO (2004)：高レベル放射性廃棄物地層処分の技術と安全性，NUMO-TR-04-01.

[7] 電事連・JNC（2005）：TRU 廃棄物処分技術検討書－第２次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－，JNC TY1400-2005-013，FEPC TRU-TRU2-2005-02.

[8] 例えば，ICRP（2013）：Radiological Protection in Geological Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste, ICRP Publication 122, Annuals of the ICRP, Vol.42, No.3.

---

*Tetsuo Fujiyama, *Kunio Ota, *Satoru Suzuki, *Kiyoshi Fujisaki, Akira Deguchi and Hiroyuki Umeki

Nuclear Waste Management Organization of Japan

総合講演・報告 3　原子力発電環境整備機構（NUMO）[バックエンド部会共催]

# 地層処分セーフティケース

Development of Safety Case for geological disposal

*藤山哲雄，*太田久仁雄，*鈴木　覚，*藤﨑　淳，出口　朗，梅木博之
原子力発電環境整備機構（NUMO）

## 1. はじめに

東北地方太平洋沖地震ならびに東京電力福島第一原子力発電所事故の発生等を踏まえ，「第２次取りまとめ」[1]により示されたわが国における地層処分の技術的信頼性を再評価することが求められている。一方，国が科学的有望地を示す方針[2]が決定されたことで，処分地選定が新たな局面を迎えつつあり，サイト選定の進展に即応可能な技術の整備状況を示すことは，以前にも増して重要となっている。これらを踏まえ，NUMO では，国際機関（OECD/NEA 等）が提示する指針[3]等を参照しつつ，セーフティケース*の開発を進めている（以下，「NUMO セーフティケース」という）。本報告では，その概要を報告する。

※セーフティケースとは，科学技術的な論拠と証拠を尽くして処分場の安全性が確かなものであることを説明する一連の文書のこと

## 2. セーフティケース構築の考え方とアプローチ

わが国では現時点で調査サイトや候補母岩が特定されていない。「第２次取りまとめ」では，わが国の地層処分概念を一般的に検討し，その成立性が概括的に論じられた。NUMO セーフティケースは，文献調査段階以降に候補サイトを対象に作成・更新していくセーフティケースの雛型となることを意図しており，実際のサイト調査の段階で行う作業を念頭に置き，最新の科学的知見や技術を反映することはもちろん，事業を進めていくなかで想定される現実的な技術的制約条件などへの対応を具体的に提示することに留意した。

セーフティケースの開発にあたっては，深地層の研究施設などの研究開発成果を含むわが国の地質環境に対する最新の理解に基づき，サイト選定において想定される幅広い地質環境を類型化して候補母岩の現実的な地質環境モデルを作成し，これらに対して処分場の設計から安全評価までの一連の作業を行うことにより，地層処分を実施するための技術的な方法論が整っていること，および処分場の閉鎖前と閉鎖後において安全性を確保できる見通しがあることを示している。併せて，地層処分の信頼性向上に向けた今後の技術開発課題を明らかにしている。

具体的には，わが国の実際のデータに基づき，処分場内に存在する小規模な断層・亀裂といった地質環境の特徴をモデル化し，これに合わせた地下施設レイアウトの設計や，その特徴をできるだけ忠実に表現したモデルによる性能評価の実施など，実際のサイトの相互比較や選定作業，処分場設計の最適化などを視野に入れた技術を例示して，その技術的信頼性を論じるというアプローチを採用している。

## 3. 地質環境の安定性と深部特性の評価

NUMO は，文献調査，概要調査，精密調査を通じて取得した地質環境情報に基づき，処分場の設計から安全評価にいたる一連の作業を行うことにより，地層処分の観点から好ましい地質環境の特性や条件が長期にわたり維持される「安定な地質環境」を特定する。このプロセスにおいては，調査の詳細度を段階的に高めつつ，法定要件に基づき整備する考慮事項[4]や，国の審議会により示された「地質環境の長期安定性への影響要因に関するサイト調査の方針」[5]などに照らして，地質環境の安全機能を損なう可能性のあ

る自然現象による著しい影響を回避する。さらに，その影響を回避したサイトにおいて，地質環境の特性や条件の時間的・空間的変遷を把握し，その変化の幅を考慮に入れても処分場の安全機能が維持できる安定な地質環境であることを確認する。NUMO セーフティケースでは，最新の科学的知見や技術開発成果などを取りまとめ, 多様な地質環境に適用可能な, 安定な地質環境を適切に選定するための考え方や方法論，調査・評価技術などを体系的に整備した。

また，サイト選定において現実的に想定される幅広い地質環境を処分場の設計および安全評価の観点から類型化し，候補母岩として想定される岩種として深成岩類，新第三紀堆積岩類，先新第三紀堆積岩類を取り上げた。この三岩種について，サイト選定プロセスにおける処分場の設計および安全評価との連携を考慮に入れつつ，段階ごとに質および量が異なる複数の分野にわたる地質環境情報を整合的に解釈し，処分場の設計および安全評価の基盤となる候補母岩の現実的な地質環境モデルとして統合した。さらに，安定な地質環境を確認するための安全評価に必要となる，将来における自然現象の発生可能性とその影響にかかわる科学的知見を取りまとめた。

さらに，技術的信頼性のより一層の向上に関して今後取り組むべき技術課題として，地質環境の調査・評価技術の高度化，サイト調査をより効率的・効果的に進めるための技術的知識や経験の蓄積などを提示した。

**4. 地層処分システムの設計と工学的実現性**

地層処分事業においては，サイト選定の進展に応じて地質環境特性に関する情報が段階的に詳細化される。このため，処分場の候補母岩となる岩種の特徴を考慮し，人工バリア材料の開発成果といったその時点の最新の科学技術的知見を適宜反映して，処分場の設計を柔軟に行う準備を整えておくことが，処分場の実現可能性と安全確保の観点から重要である。NUMO は，閉鎖前および閉鎖後長期の安全性，工学的成立性，回収可能性，経済的合理性などの要求事項を満たすための設計要件を設定し，これを基軸とした体系的な設計の方法論を構築している[6]。NUMO セーフティケースでは,「第２次取りまとめ」,「第 2 次 TRU レポート」[7]で提示された処分概念を出発点として，候補母岩として想定される三つの岩種分類の地質環境モデルを対象に，整備した設計の方法論を適用し，所要の安全機能を有する処分場の設計を試行するとともに，処分場の建設・操業・閉鎖に必要となる工学技術の実用性の提示や閉鎖前の安全性の評価を行っている。

高レベル放射性廃棄物処分場の人工バリアは，オーバーパックと緩衝材により構成される。「第２次取りまとめ」以降に得られた炭素鋼の腐食試験，放射線影響評価，緩衝材の塩水条件における膨潤性などの最新のデータに基づいて，人工バリアの仕様が余裕をもって設定されていること，および，降水系地下水だけでなく，塩水系地下水の環境にも適用可能であることなどを確認した。また，TRU 廃棄物処分場についても，操業中の閉じ込めを確保するため，廃棄体パッケージ容器の仕様をあらたに設定するとともに，緩衝材を設置する廃棄体グループの見直しも行った。

人工バリアの施工技術についても，最新の技術開発成果に基づいて，実用的な方法と関連する要素技術の適用性について示した。高レベル放射性廃棄物処分場では，従来の竪置き・ブロック方式に加え，横置き・PEM 方式について操業方法を示した。横置き・PEM 方式は，地上施設にてオーバーパックと緩衝材を鋼製容器内に一体化して地下に搬送する方式であるため，竪置き・ブロック方式に比べて，人工バリア構築の品質管理が容易であるとともに，処分坑道内における定置作業の効率化や坑道面積の縮小化が図れること，および坑道内の湧水や滴水などの環境に対する適用性が高いといった特徴がある。TRU 廃棄物処分場については，構造躯体の仕切り板の施工手順とその際の作業員に対する放射線防護を勘案して，従来検討されていたフォークリフトによる定置方式から，構造躯体の上部を走行する天井クレーンによる定置方

式に変更するなど，安全性と工学的成立性の両面から操業方法を見直した。また，地下施設レイアウトについては，地下に分布する断層への対処の観点から，処分区画のレイアウトを決定する過程を試行的に示すとともに，建設・操業が同時並行で進められることを想定して，一般労働安全の観点から換気経路や作業動線が合理的に確保できることなどを示した。このように，これまで整備してきた技術に基づいて，わが国で想定される地質環境において所要の安全機能を有する処分場を設計できることを示した。

また，今後取り組むべき技術課題として，人工バリア材料の設計・製作に関する信頼性向上や，建設・操業技術の実証試験に向けた準備などを提示した。

**5. 地層処分システムの安全性の評価**

処分場閉鎖後の安全性の評価では，候補サイトの地質環境とそれに応じて設計された処分施設の特徴を踏まえ，さまざまな不確実性に対処しつつ，処分場が長期間にわたって期待される機能を発揮し安全性を確保できることを予測的に確認することが必要である。NUMO セーフティケースでは，考慮すべき不確実性を，合理性を持って取り扱うための考え方や方法を構築することとした。このため，システムの安全機能に影響を与えると考えられる自然事象の発生の可能性を考慮して安全評価シナリオを作成・分類するというリスク論的な考え方に基づく手法を開発した。また将来の人間活動の影響に関する人為事象シナリオについては，システムの頑健性を評価することを主たる目的として様式化の方法を検討した。

性能評価モデルについては，地質環境条件や処分場設計の特徴をできるだけ忠実に反映することが可能な解析手法の整備を進めた。具体的には，ニアフィールドスケール（人工バリアとニアフィールド母岩を含む数百メートル×数百メートル×数百メートルの空間スケール）における人工バリアの形状や母岩中の亀裂の空間的な分布を表現した三次元物質移行解析を行い，これを複数のチャンネルを有する一次元の核種移行解析モデルに反映する手法を開発した。これにより，安全評価シナリオに基づくさまざまな解析ケースに対する計算を，設計とニアフィールド母岩の特徴をできるだけ忠実に考慮に入れて柔軟かつ効率的に進めることが可能となった。また評価に用いる核種移行データは，最新の JAEA データベースを利用して，各岩種に対応するデータを抽出・分析したうえで設定した。

開発した方法論を用いて，設計した地層処分システムを対象とした安全評価を行った。地層処分に関する規制基準は今後整備されるため，安全性の目安となる線量の基準は，国際機関や諸外国の規制基準を参考に設定した[8]。これらの線量基準に対し安全評価を行った結果，所要の安全性が確保されることを確認した。

また，今後取り組むべき技術課題として，シナリオ構築やモデル構築技術の高度化，核種移行解析に関するデータベース拡充など，安全評価技術の信頼性向上に向けた課題を提示した。

**6. おわりに**

NUMO セーフティケースでは，安定な地質環境を適切に特定するための技術を整備していること，サイト選定で想定される候補母岩を代表する三つの岩種について長期的な安全機能を満足する処分場を設計できること，これらの地質環境や処分場の仕様の特徴を反映して，処分場閉鎖前及び閉鎖後長期にわたる安全評価を行うことが可能であり，その結果は国際機関や諸外国の規制等を参考にした安全基準を満たすことなどを示した。これにより，現時点における最新の科学技術的知見に照らして，わが国においても安全に地層処分を実現できることを提示するとともに，今後のサイト選定の進展に即応する準備を整えることができたと考えている。今後は，セーフティケースの構築を通じて抽出された技術課題を中期的な技術開発計画に反映し，地層処分の技術的な信頼性の一層の向上に向けて，関連機関と連携しながら技術開発を進めていく。

**参考文献**

[1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 －地層処分研究開発第２次取りまとめ－

[2] 経済産業省（2015）：特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成 27 年 5 月 22 日閣議決定）

[3] OECD/NEA（2013）：The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories，OECD/Nuclear Energy Agency

[4] NUMO（2009）：概要調査地区選定上の考慮事項．放射性廃棄物の地層処分事業について，分冊－2.

[5] 総合資源エネルギー調査会（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価－地質環境特性および地質環境の長期安定性について．平成 26 月 5 月，地層処分技術 WG.

[6] NUMO (2004)：高レベル放射性廃棄物地層処分の技術と安全性，NUMO-TR-04-01.

[7] 電事連・JNC（2005）：TRU 廃棄物処分技術検討書－第２次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－，JNC TY1400-2005-013，FEPC TRU-TRU2-2005-02.

[8] 例えば，ICRP（2013）：Radiological Protection in Geological Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste, ICRP Publication 122, Annuals of the ICRP, Vol.42, No.3.

---

*Tetsuo Fujiyama, *Kunio Ota, *Satoru Suzuki, *Kiyoshi Fujisaki, Akira Deguchi and Hiroyuki Umeki

Nuclear Waste Management Organization of Japan

総合講演・報告 3　原子力発電環境整備機構（NUMO）[バックエンド部会共催]

# 地層処分セーフティケース

Development of Safety Case for geological disposal

*藤山哲雄，*太田久仁雄，*鈴木　覚，*藤﨑　淳，出口　朗，梅木博之
原子力発電環境整備機構（NUMO）

## 1. はじめに

東北地方太平洋沖地震ならびに東京電力福島第一原子力発電所事故の発生等を踏まえ，「第２次取りまとめ」[1]により示されたわが国における地層処分の技術的信頼性を再評価することが求められている。一方，国が科学的有望地を示す方針[2]が決定されたことで，処分地選定が新たな局面を迎えつつあり，サイト選定の進展に即応可能な技術の整備状況を示すことは，以前にも増して重要となっている。これらを踏まえ，NUMO では，国際機関（OECD/NEA 等）が提示する指針[3]等を参照しつつ，セーフティケース*の開発を進めている（以下，「NUMO セーフティケース」という）。本報告では，その概要を報告する。

※セーフティケースとは，科学技術的な論拠と証拠を尽くして処分場の安全性が確かなものであることを説明する一連の文書のこと

## 2. セーフティケース構築の考え方とアプローチ

わが国では現時点で調査サイトや候補母岩が特定されていない。「第２次取りまとめ」では，わが国の地層処分概念を一般的に検討し，その成立性が概括的に論じられた。NUMO セーフティケースは，文献調査段階以降に候補サイトを対象に作成・更新していくセーフティケースの雛型となることを意図しており，実際のサイト調査の段階で行う作業を念頭に置き，最新の科学的知見や技術を反映することはもちろん，事業を進めていくなかで想定される現実的な技術的制約条件などへの対応を具体的に提示することに留意した。

セーフティケースの開発にあたっては，深地層の研究施設などの研究開発成果を含むわが国の地質環境に対する最新の理解に基づき，サイト選定において想定される幅広い地質環境を類型化して候補母岩の現実的な地質環境モデルを作成し，これらに対して処分場の設計から安全評価までの一連の作業を行うことにより，地層処分を実施するための技術的な方法論が整っていること，および処分場の閉鎖前と閉鎖後において安全性を確保できる見通しがあることを示している。併せて，地層処分の信頼性向上に向けた今後の技術開発課題を明らかにしている。

具体的には，わが国の実際のデータに基づき，処分場内に存在する小規模な断層・亀裂といった地質環境の特徴をモデル化し，これに合わせた地下施設レイアウトの設計や，その特徴をできるだけ忠実に表現したモデルによる性能評価の実施など，実際のサイトの相互比較や選定作業，処分場設計の最適化などを視野に入れた技術を例示して，その技術的信頼性を論じるというアプローチを採用している。

## 3. 地質環境の安定性と深部特性の評価

NUMO は，文献調査，概要調査，精密調査を通じて取得した地質環境情報に基づき，処分場の設計から安全評価にいたる一連の作業を行うことにより，地層処分の観点から好ましい地質環境の特性や条件が長期にわたり維持される「安定な地質環境」を特定する。このプロセスにおいては，調査の詳細度を段階的に高めつつ，法定要件に基づき整備する考慮事項[4]や，国の審議会により示された「地質環境の長期安定性への影響要因に関するサイト調査の方針」[5]などに照らして，地質環境の安全機能を損なう可能性のあ

る自然現象による著しい影響を回避する。さらに，その影響を回避したサイトにおいて，地質環境の特性や条件の時間的・空間的変遷を把握し，その変化の幅を考慮に入れても処分場の安全機能が維持できる安定な地質環境であることを確認する。NUMO セーフティケースでは，最新の科学的知見や技術開発成果などを取りまとめ, 多様な地質環境に適用可能な, 安定な地質環境を適切に選定するための考え方や方法論，調査・評価技術などを体系的に整備した。

また，サイト選定において現実的に想定される幅広い地質環境を処分場の設計および安全評価の観点から類型化し，候補母岩として想定される岩種として深成岩類，新第三紀堆積岩類，先新第三紀堆積岩類を取り上げた。この三岩種について，サイト選定プロセスにおける処分場の設計および安全評価との連携を考慮に入れつつ，段階ごとに質および量が異なる複数の分野にわたる地質環境情報を整合的に解釈し，処分場の設計および安全評価の基盤となる候補母岩の現実的な地質環境モデルとして統合した。さらに，安定な地質環境を確認するための安全評価に必要となる，将来における自然現象の発生可能性とその影響にかかわる科学的知見を取りまとめた。

さらに，技術的信頼性のより一層の向上に関して今後取り組むべき技術課題として，地質環境の調査・評価技術の高度化，サイト調査をより効率的・効果的に進めるための技術的知識や経験の蓄積などを提示した。

**4. 地層処分システムの設計と工学的実現性**

地層処分事業においては，サイト選定の進展に応じて地質環境特性に関する情報が段階的に詳細化される。このため，処分場の候補母岩となる岩種の特徴を考慮し，人工バリア材料の開発成果といったその時点の最新の科学技術的知見を適宜反映して，処分場の設計を柔軟に行う準備を整えておくことが，処分場の実現可能性と安全確保の観点から重要である。NUMO は，閉鎖前および閉鎖後長期の安全性，工学的成立性，回収可能性，経済的合理性などの要求事項を満たすための設計要件を設定し，これを基軸とした体系的な設計の方法論を構築している[6]。NUMO セーフティケースでは,「第２次取りまとめ」,「第 2 次 TRU レポート」[7]で提示された処分概念を出発点として，候補母岩として想定される三つの岩種分類の地質環境モデルを対象に，整備した設計の方法論を適用し，所要の安全機能を有する処分場の設計を試行するとともに，処分場の建設・操業・閉鎖に必要となる工学技術の実用性の提示や閉鎖前の安全性の評価を行っている。

高レベル放射性廃棄物処分場の人工バリアは，オーバーパックと緩衝材により構成される。「第２次取りまとめ」以降に得られた炭素鋼の腐食試験，放射線影響評価，緩衝材の塩水条件における膨潤性などの最新のデータに基づいて，人工バリアの仕様が余裕をもって設定されていること，および，降水系地下水だけでなく，塩水系地下水の環境にも適用可能であることなどを確認した。また，TRU 廃棄物処分場についても，操業中の閉じ込めを確保するため，廃棄体パッケージ容器の仕様をあらたに設定するとともに，緩衝材を設置する廃棄体グループの見直しも行った。

人工バリアの施工技術についても，最新の技術開発成果に基づいて，実用的な方法と関連する要素技術の適用性について示した。高レベル放射性廃棄物処分場では，従来の竪置き・ブロック方式に加え，横置き・PEM 方式について操業方法を示した。横置き・PEM 方式は，地上施設にてオーバーパックと緩衝材を鋼製容器内に一体化して地下に搬送する方式であるため，竪置き・ブロック方式に比べて，人工バリア構築の品質管理が容易であるとともに，処分坑道内における定置作業の効率化や坑道面積の縮小化が図れること，および坑道内の湧水や滴水などの環境に対する適用性が高いといった特徴がある。TRU 廃棄物処分場については，構造躯体の仕切り板の施工手順とその際の作業員に対する放射線防護を勘案して，従来検討されていたフォークリフトによる定置方式から，構造躯体の上部を走行する天井クレーンによる定置方

式に変更するなど，安全性と工学的成立性の両面から操業方法を見直した。また，地下施設レイアウトについては，地下に分布する断層への対処の観点から，処分区画のレイアウトを決定する過程を試行的に示すとともに，建設・操業が同時並行で進められることを想定して，一般労働安全の観点から換気経路や作業動線が合理的に確保できることなどを示した。このように，これまで整備してきた技術に基づいて，わが国で想定される地質環境において所要の安全機能を有する処分場を設計できることを示した。

また，今後取り組むべき技術課題として，人工バリア材料の設計・製作に関する信頼性向上や，建設・操業技術の実証試験に向けた準備などを提示した。

**5. 地層処分システムの安全性の評価**

処分場閉鎖後の安全性の評価では，候補サイトの地質環境とそれに応じて設計された処分施設の特徴を踏まえ，さまざまな不確実性に対処しつつ，処分場が長期間にわたって期待される機能を発揮し安全性を確保できることを予測的に確認することが必要である。NUMO セーフティケースでは，考慮すべき不確実性を，合理性を持って取り扱うための考え方や方法を構築することとした。このため，システムの安全機能に影響を与えると考えられる自然事象の発生の可能性を考慮して安全評価シナリオを作成・分類するというリスク論的な考え方に基づく手法を開発した。また将来の人間活動の影響に関する人為事象シナリオについては，システムの頑健性を評価することを主たる目的として様式化の方法を検討した。

性能評価モデルについては，地質環境条件や処分場設計の特徴をできるだけ忠実に反映することが可能な解析手法の整備を進めた。具体的には，ニアフィールドスケール（人工バリアとニアフィールド母岩を含む数百メートル×数百メートル×数百メートルの空間スケール）における人工バリアの形状や母岩中の亀裂の空間的な分布を表現した三次元物質移行解析を行い，これを複数のチャンネルを有する一次元の核種移行解析モデルに反映する手法を開発した。これにより，安全評価シナリオに基づくさまざまな解析ケースに対する計算を，設計とニアフィールド母岩の特徴をできるだけ忠実に考慮に入れて柔軟かつ効率的に進めることが可能となった。また評価に用いる核種移行データは，最新の JAEA データベースを利用して，各岩種に対応するデータを抽出・分析したうえで設定した。

開発した方法論を用いて，設計した地層処分システムを対象とした安全評価を行った。地層処分に関する規制基準は今後整備されるため，安全性の目安となる線量の基準は，国際機関や諸外国の規制基準を参考に設定した[8]。これらの線量基準に対し安全評価を行った結果，所要の安全性が確保されることを確認した。

また，今後取り組むべき技術課題として，シナリオ構築やモデル構築技術の高度化，核種移行解析に関するデータベース拡充など，安全評価技術の信頼性向上に向けた課題を提示した。

**6. おわりに**

NUMO セーフティケースでは，安定な地質環境を適切に特定するための技術を整備していること，サイト選定で想定される候補母岩を代表する三つの岩種について長期的な安全機能を満足する処分場を設計できること，これらの地質環境や処分場の仕様の特徴を反映して，処分場閉鎖前及び閉鎖後長期にわたる安全評価を行うことが可能であり，その結果は国際機関や諸外国の規制等を参考にした安全基準を満たすことなどを示した。これにより，現時点における最新の科学技術的知見に照らして，わが国においても安全に地層処分を実現できることを提示するとともに，今後のサイト選定の進展に即応する準備を整えることができたと考えている。今後は，セーフティケースの構築を通じて抽出された技術課題を中期的な技術開発計画に反映し，地層処分の技術的な信頼性の一層の向上に向けて，関連機関と連携しながら技術開発を進めていく。

**参考文献**

[1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 －地層処分研究開発第２次取りまとめ－

[2] 経済産業省（2015）：特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成 27 年 5 月 22 日閣議決定）

[3] OECD/NEA（2013）：The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories，OECD/Nuclear Energy Agency

[4] NUMO（2009）：概要調査地区選定上の考慮事項．放射性廃棄物の地層処分事業について，分冊－2.

[5] 総合資源エネルギー調査会（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価－地質環境特性および地質環境の長期安定性について．平成 26 月 5 月，地層処分技術 WG.

[6] NUMO (2004)：高レベル放射性廃棄物地層処分の技術と安全性，NUMO-TR-04-01.

[7] 電事連・JNC（2005）：TRU 廃棄物処分技術検討書－第２次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－，JNC TY1400-2005-013，FEPC TRU-TRU2-2005-02.

[8] 例えば，ICRP（2013）：Radiological Protection in Geological Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste, ICRP Publication 122, Annuals of the ICRP, Vol.42, No.3.

---

*Tetsuo Fujiyama, *Kunio Ota, *Satoru Suzuki, *Kiyoshi Fujisaki, Akira Deguchi and Hiroyuki Umeki

Nuclear Waste Management Organization of Japan

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 3

# [PL2D] Safety case for geological disposal of radioactive waste

Chair: Osamu Tochiyama (NSRS)

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM  Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

## [PL2D05]Discussion

Chair: Osamu Tochiyama[1] (1.NSRS)

NUMOは、最新の科学的知見や技術開発成果を踏まえて、わが国における安全な地層処分の実現性を提示することを目的として、セーフティケースの取りまとめを行っている。本セーフティケースは、文献調査段階以降に候補サイトの特性を踏まえて継続的に更新していくための雛型となることを意図しており、実際のサイト調査の段階で行う作業を念頭に置き、事業を進めていくなかで想定される現実的な技術的制約条件などへの対応を具体的に提示することに留意している。本セッションでは、NUMOセーフティケースの概要を紹介するとともに、地層処分事業の技術的信頼性のより一層の向上に関して、セッション参加者との意見交換を実施する。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [2D10-14] Bentonite

Chair: Satoru Suzuki (NUMO)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [2D10] Study on the production method of the tunnel backfill material

*Kenji Tanai[1], Takuo Mori[2], Masaaki Fukaya[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Obayashi Corporation)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [2D11] Investigation of Kunigel V1 samples contacted with iron obtained from long-term in-situ experiments

*Takamitsu Ishidera[1], Hiroshi Sasamoto[1], Hisao Sato[2] (1.JAEA, 2.MMC)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [2D12] A Study of Water Content Measurement by Ultrasound in Compacted Bentonite under Unsaturated Condition

*Shun Kimura[1], Kazumi Kitayama[1], Kazushi Kimoto[2], Katsuyuki Kawamura[2], Kikura Hiroshige[1] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.Okayama University)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [2D13] Pore distribution of water-saturated compacted clay using NMR relaxometry

*Akio Yamazaki[1], Takahiro Ohkubo[1], Yasuhiko Iwadate[1], Yukio Tachi[2] (1.Chiba Univ., 2.JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

### [2D14] Swelling Properties of Montmorillonite Clay Minerals from Molecular Dynamics Method

*Kenji Yotsuji[1], Yukio Tachi[1], Katsuyuki Kawamura[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Okayama Univ.)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

# 埋め戻し用充填材料の試作

Study on the Production Method of the Tunnel Backfill Material

*棚井　憲治[1]，森　拓雄[2]，深谷　正明[2]
[1]原子力機構，[2]大林組

幌延深地層研究計画では、必須の課題のひとつである処分概念オプションの実証として、人工バリアの定置・品質確認に関する実証試験の検討を進めている。ここでは、これら検討の一環として、坑道や隙間の埋め戻し材料のひとつであるﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄﾍﾟﾚｯﾄ材料を対象に乾燥密度 2.0Mg/m³ 程度を目途に、現状の技術を用いた試作を通じて、材料製作上の課題の整理を行った結果について報告する。

**キーワード**：幌延深地層研究計画、ﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄﾍﾟﾚｯﾄ、埋め戻し材料

## 1. はじめに

処分坑道の埋め戻しや隙間の充填材料のひとつに考えられているﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄﾍﾟﾚｯﾄについては、これまでに材料の試作、基本特性データの取得、配合設計など、様々な調査研究が行われてきており、乾燥密度 2.0Mg/m³ 程度の比較的高密度のﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄﾍﾟﾚｯﾄの製造の可能性が示されている[1]。これらの多くは、比較的製造に手間がかかることが推測される。将来の地層処分事業の実施の観点から、これらの製造方法が単純化でき、低コスト化が図られることが望ましい。ここでは、これまでの調査研究例を踏まえ、代表的なﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄﾍﾟﾚｯﾄ製造方法の中から、製造方法の単純化や製造コストの低減が図られる候補として、ﾛｰﾙﾌﾟﾚｽ法を選択し、ｸﾆｹﾞﾙ V1 及びﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄ原鉱石を用いたﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄﾍﾟﾚｯﾄの試作をとおして、今後の課題等の整理を行った結果について報告する。

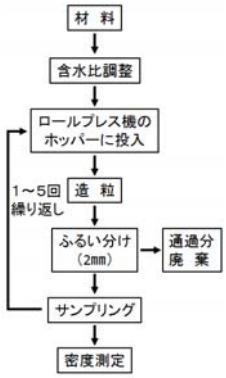



図 1　試験手順

## 2. 試験

予備試験に使用したﾛｰﾙﾌﾟﾚｽ機の仕様は、ﾛｰﾙ径：直径 200 ㎜×200 ㎜、回転数：2rpm、押力：約 4ｔである。試験は、ﾛｰﾙﾌﾟﾚｽ機への材料の通過回数と乾燥密度の関係、初期含水比と乾燥密度の関係、ならびに製造効率を把握するため、ｸﾆｹﾞﾙ V1 を用いて、初期含水比を 7%、9%及び 11%に調整した材料を用い、図 1 に示す手順で行った。また、これとは別に、ﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄ原鉱石を破砕し、≧5 ㎜と 1～5 ㎜の 2 種類に粒度調整した初期含水比が 8.9%（出荷時のまま未調整）の材料による試験も実施した。なお、試験手順は、ｸﾆｹﾞﾙ V1 を用いた試験と同様である。

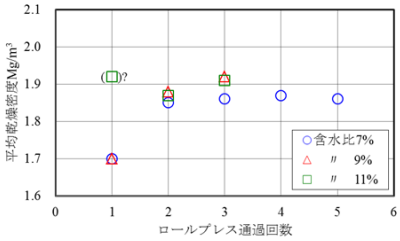



図 2　ロールプレス通過回数、初期含

## 3. 結果・考察

図 2 にｸﾆｹﾞﾙ V1 を対象に各初期含水比、ﾛｰﾙﾌﾟﾚｽの通過回数及び平均乾燥密度の関係を示す。各初期含水比の材料とも 1 回目の乾燥密度は 1.7Mg/m³ 程度で、通過回数が 3 回程度までは乾燥密度が増加する傾向にあるが、3 回目以降は乾燥密度の増加はみられなかった。初期含水比の違いについては、7%と 9%の比較では、若干 9%の方が乾燥密度が大きくなる傾向がみられる。また、製造効率については、初期含水比 7%の材料については、通過回数 1 回の場合、60%程度の造粒に対し、2 回目以降は、80%程度であった。一方、初期含水比 9%及び 11%の材料については、1 回目で 80%程度、2 回目以降で 90%程度の造粒が可能であり、製造の歩留まりの観点からは、初期含水比 9%及び 11%が望ましい。

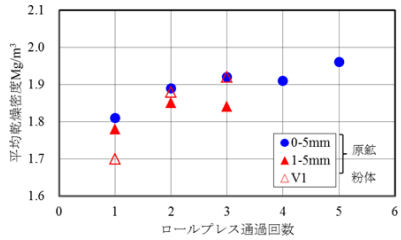



図 3　ロールプレス通過回数と乾燥密度の関係（原鉱破砕試料）

図 3 にﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄ原鉱石を破砕した試料（以下、原鉱破砕試料）を対象に通過回数と乾燥密度の関係を示す。なお、同図にはｸﾆｹﾞﾙ V1 の初期含水比 9%の結果も合わせてﾌﾟﾛｯﾄした。通過回数と乾燥密度の関係は、ｸﾆｹﾞﾙ V1 の場合と同様であるが、細粒分を含む材料（≧5 ㎜）の方が若干乾燥密度の大きなﾍﾟﾚｯﾄの製造が可能である。製造効率については、原鉱破砕試料は、1 回目から 90%程度の造粒が可能である。以上の結果から、母材の粒度調整を工夫することで、ｸﾆｹﾞﾙ V1 の粉体よりも原鉱破砕試料の方がﾛｰﾙﾌﾟﾚｽ機の通過回数を減らす可能性がある。また、今回の予備試験では、初期含水比 9%程度で押力約 4t のﾛｰﾙﾌﾟﾚｽ機にて、乾燥密度 1.96Mg/m³ のﾍﾟﾚｯﾄの製作が可能である。ﾛｰﾙﾌﾟﾚｽの通過回数、ふるい分け、解砕などの工程がひとつでも少ない方が製造コストの縮減につながることから、今後、原鉱破砕試料を基本に製造方法の合理化に関する検討を継続する。

### 参考文献

[1] 例えば、高尾肇、増田良一、上坂文哉、竹ケ原竜大、雨宮清、千々松正和：ﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄﾍﾟﾚｯﾄの特性試験（その１、その２）、土木学会第 57 回学術講演会、CS10-046, 47、2002.

*Kenji Tanai[1], Takuo Mori[2] and Masaaki Fukaya[2]
[1]JAEA., [2]Obayashi Co.

# 原位置試験により鉄と長期間接触させたクニゲル V1 試料の変質挙動の調査

Investigations of mineral alteration in Kunigel V1 samples contacted with iron obtained from long-term in-situ experiments

*石寺 孝充[1]，笹本 広[1]，佐藤 久夫[2]
[1]原子力機構 [2]三菱マテリアル

原位置において鉄と長期間接触させたクニゲル V1 試料中の鉱物の変質挙動について調査した。その結果、生成量は微量であるものの、バーチェリン、鉄クロライト、鉄サポナイトが生成していることが推定され、また、鉄とクニゲル V1 試料の接触界面に、石膏とカルサイトの生成が確認された。

**キーワード：**鉄、ベントナイト、変質、原位置試験

## 1. 目的

高レベル放射性廃棄物の地層処分においては、オーバーパック材として用いられる炭素鋼が圧縮ベントナイトと接触することにより、ベントナイト中の鉱物が変質する可能性がある。ベントナイトが変質すると、ベントナイトの膨潤特性や放射性核種の収着拡散挙動等が大きく変化する可能性があることから、特に圧縮状態における鉄とベントナイトの相互作用メカニズムを理解する必要がある。本試験では、原位置において鉄と長期間接触させたベントナイト試料の分析を行い、鉱物の変質挙動について調査した。

## 2. 分析試料

スウェーデン SKB 社による国際共同研究 ABM（Alternative Buffer Material）プロジェクトにおいては、Äspo HRL の坑道に掘削された直径 30cm、長さ約 3m のボーリング孔へベントナイトブロックを定置し、中心部に炭素鋼製のヒーターを設置して 130℃程度に加熱することにより、原位置でのベントナイトの変質を評価する試験が行われている[1]。本研究では、試験期間約 2 年半（ABM1）と約 6 年半（ABM2）の乾燥密度約 2.0Mg/m$^3$ のクニゲル V1 試料について、TEM, AFM, EPMA, FE-SEM, μ-XRD による分析を実施し、クニゲル V1 中の鉱物の変質状況の観察と、生成している変質鉱物の推定を行った。

## 3. 結果と考察

分析の結果、ABM1、ABM2 のどちらの試料においても、生成量は微量であるものの、TEM 観察及び AFM 分析（図１）からはバーチェリンと推定される鉱物、SEM-EDS 分析及びμ-XRD 分析からは鉄クロライト、EPMA 分析からは鉄サポナイトと推定される鉱物の存在が確認された。これらの鉱物は、$Fe^{2+}$共存下で生成すると予測される鉱物であるものの、熱力学的に安定な $Fe^{2+}$濃度や pH 条件等が異なっている。そのため、同じ試験試料内でも、ベントナイトの変質環境にはばらつきがあったものと推定された。また、鉄とベントナイトの接触界面において、カルシウムと硫黄の濃度が高い部分が見られ（図２）、この部分はμ-XRD 分析より石膏とカルサイトと同定された。このような接触界面での鉱物の析出は、鉄製ヒーターの加熱に伴って、鉄とベントナイトの界面に間隙水中の塩分が濃縮されたことによるものと推測された。

※本報告は経済産業省委託事業「処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

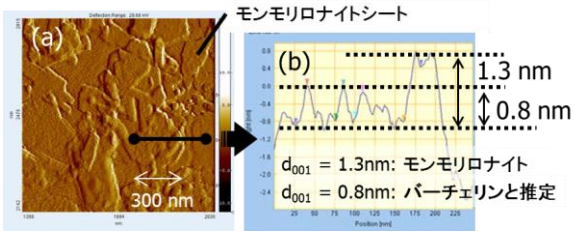



図１ AFM 分析結果
(a) Deflection image, (b) 高さ分布

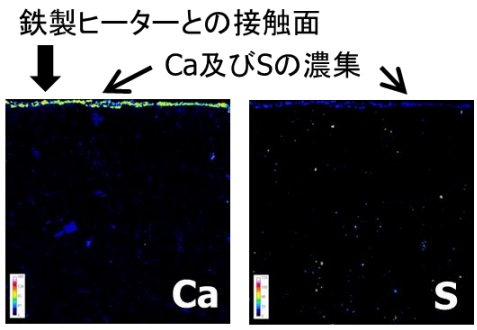



図２ 鉄ーベントナイト接触界面の EPMA マッピング

### 参考文献

[1] Eng et al., (2007) SKB IPR-07-15.

*Takamitsu Ishidera[1], Hiroshi Sasamoto[1], Hisao Sato[2] [1]JAEA, [2]Mitsubishi Materials Corporation

# 超音波を用いた不飽和圧縮ベントナイト中含水比計測に関する研究

A Study of Water Content Measurement by Ultrasound in Compacted Bentonite under Unsaturated Condition

*木村 駿[1]，北山 一美[1]，木本 和志[2]，河村 雄行[2]，木倉 宏成[1]
[1]東京工業大学，[2]岡山大学

高レベル放射性廃棄物の地層処分における緩衝材ベントナイトの再冠水時の水分浸潤挙動解明研究の一環として，超音波を用いたベントナイト中水分量計測手法の開発を行っている．本研究では，不飽和圧縮ベントナイト中の含水比を計測する手法について，超音波伝搬速度計測による実験的な検討を行った．

**キーワード：地層処分，ベントナイト，超音波，含水比計測，不飽和粘土**

## 1. 緒言

高レベル放射性廃棄物における地層処分において長期安全性を確保するために構築される人工バリアの緩衝材として粘土材料のベントナイトの利用が検討されている．処分場の建設時には，緩衝材ベントナイトは不飽和状態で敷設されることが検討されており，地下水の再冠水により飽和状態へと遷移することが想定される．地層処分の長期安全性評価を行う上では，この不飽和ベントナイトにおける地下水の浸潤挙動解明が課題とされている．ベントナイトの水分量の変化に伴う弾性波伝搬速度の変化を利用した含水比のモニタリング技術研究が行われている[1]．しかしながら，ベントナイトの物理的なパラメータと弾性波伝搬速度の関係が十分に明らかになっていない．そこで本研究においては，ベントナイトの含水比を一定とし飽和度を変化させた不飽和ベントナイト供試体に対して低周波超音波を用いた計測を行うことで，超音波伝搬速度の評価を行った．

## 2. 実験方法

ベントナイトには，クニピア F（クニミネ工業）を用いた．ベントナイト試料は恒温乾燥炉にて 110℃で 24 時間乾燥して絶乾状態とし，その後霧吹きを用いて加水したのちに，ミキサーを用いて十分に攪拌し，含水比 19~21%に調整した．その後，油圧プレス装置を用いて直径 28 mm，高さ 14 mm を目標に円柱形供試体を作成した．Fig.1 に超音波による音速計測装置の構成を示す．実験装置は，超音波パルサレシーバ，超音波トランスデューサ，制御用の PC からなる．実験では，中心周波数 100 kHz，素子径 20 mm の超音波トランスデューサ (B0.1K20N，ジャパンプローブ) を用いて，超音波パルス透過法により音速の測定を行った．超音波の送受信は超音波パルサレシーバ (JPR-10CN，ジャパンプローブ) により，中心周波数 100 kHz，繰り返し回数を 1 回として超音波の発信を行った．

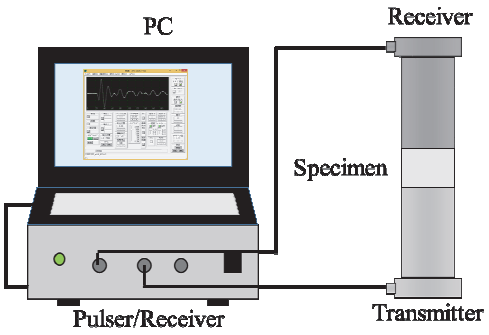



Fig.1. Schematic of the ultrasonic velocity measurement system.

## 3. 結果・考察

Fig.2 に超音波計測により得られた超音波伝搬速度の測定結果を示す．Fig.2 では，横軸に飽和度を，縦軸に伝搬速度を示しており，最小近似法により求めた直線を破線で示してる．ベントナイト供試体は，飽和度が 30~80%であり，伝搬速度の測定結果は 380~800 m/s の範囲で変化を示している．また，飽和度の増加に対して音速の増加傾向が見られる．この飽和度の増加はすなわち，間隙を占める水分量の増加を示しており，間隙中の水の存在が超音波の伝搬速度変化に強く影響を与えることを示唆している．以上の結果から，低周波超音波を用いた伝搬速度計測によりベントナイトの飽和度を計測することで不飽和ベントナイト間隙中の水分量の計測可能性が示唆された．

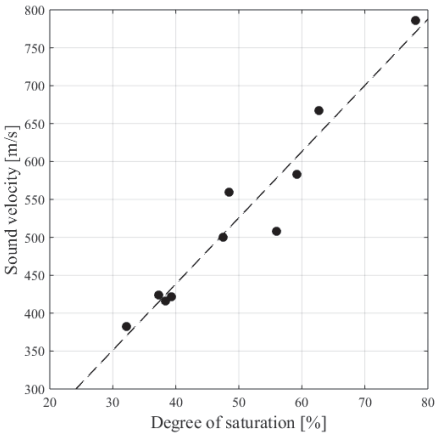



Fig.2. Sound velocity of bentonite measured as a function of degree of saturation.

## 参考文献

[1] TISATO, N. *et al*, J. Geophys. Res.: Solid Earth, 118, 3380-3393.

*Shun Kimura[1], Kazumi Kitayama[1], Kazushi Kimoto[2], Katsuyuki Kawamura[2] and Hiroshige Kikura[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Okayama University

# NMR 緩和法による飽和モンモリロナイトの空隙構造解析

Pore distribution of water-saturated compacted clay using NMR relaxometry

*山崎秋雄[1]，大窪貴洋[1]，岩舘泰彦[1] 舘幸男[2]
[1]千葉大院(工)，[2]原子力機構

$^1$H NMR で観測される水分子の緩和時間と凍結温度が空隙サイズに依存することを利用して、飽和圧縮モンモリロナイトの層間と粒子間空隙の定量を試みた。

**キーワード：モンモリロナイト、NMR 緩和法、空隙サイズ**

**1. 緒言** 現状の安全評価では、緩衝材中の物質移動は均質媒体を仮定した拡散現象としてとり扱われているが、緩衝材中の移行経路にはモンモリロナイト層間と粒子間空隙が存在する。圧縮モンモリロナイト中の核種移行モデルの高度化を進めるうえで、これらの複数の空隙からなる空隙構造に関する定量的な情報が必要となる。緩衝材の空隙構造についての研究は、これまでに熱分析や X 線回折を用いて行われている。しかし、熱分析は実際の処分場環境である圧縮状態で測定することが困難で、また X 線回折は原理的に不定形となる粒子間空隙を検出することが難しい。そこで本研究では、$^1$H NMR の緩和時間を利用して緩衝材中のモンモリロナイト層間と粒子間空隙の定量を試みた。緩衝材は、Na 型モンモリロナイトのみで作製し、空隙構造に変化を与えると考えられる塩濃度と乾燥密度をパラメータとして調整した飽和圧縮モンモリロナイトの空隙構造を解析した。

**2. 実験** 乾燥密度($\rho_{dry}$)が 0.8 および 1.4 g/cm$^3$ となるように Na 型モンモリロナイトを秤量し、円筒状のセルに充填した。セルを溶液中に少なくとも 1 ヶ月間、浸漬して完全飽和した試料を作製した。溶液組成は、イオン交換水、0.1 および 1.0 M NaCl 水溶液とした。緩和時間測定は、−40 から 30℃の温度範囲とし $T_1$ 分布と $T_1$−$T_2$ 相関分布を取得した。$T_1$ と $T_2$ はそれぞれ縦緩和時間と横緩和時間である。

**3. 結果・考察** Figure 1 は $\rho_{dry}$ = 0.8 g/cm$^3$ の試料で測定した NMR 信号強度の温度依存性を示す。凝固した水分子の NMR 信号は観測されないため、凝固にともなって信号強度は減少する。熱分析による先行研究より粒子間空隙の大きさは 4 nm 以上であると報告されている。Gibbs-Thomson 式によると 4 nm に存在する水分子の凝固点は−12.5℃である。この温度で減少する信号は粒子間空隙に存在する水分子の凍結と仮定でき $\rho_{dry}$ = 0.8 および 1.4 g/cm$^3$ の試料でそれぞれ 45 および 12%であった。Figure 2 は 0.8 g/cm$^3$ の試料の 30℃での $T_1$ 分布を示す。イオン交換水および 0.1 M NaCl で飽和させた試料では 1 つのピークのみが観測された。一方、1.0 M NaCl で飽和させた試料では複数のピークが観測され、異なるサイズの空隙に水が存在していることを示している。高い塩濃度では粒子間空隙が増加していると考えられる。一方、$\rho_{dry}$ = 1.4 g/cm$^3$ の試料では同一のピークを示し、高密度では塩濃度の影響が小さいことが示された。$T_1$−$T_2$ 相関分布の結果については、発表時に詳細を報告する。

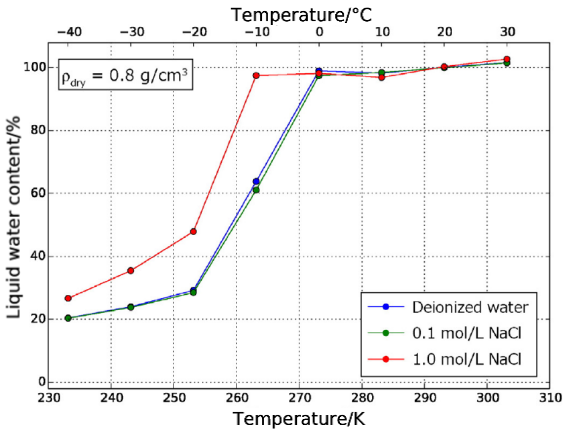



Figure 1: Liquid water content of compacted saturated clays with deionized water, 0.1, and 1.0 M NaCl solution as a function of temperature.

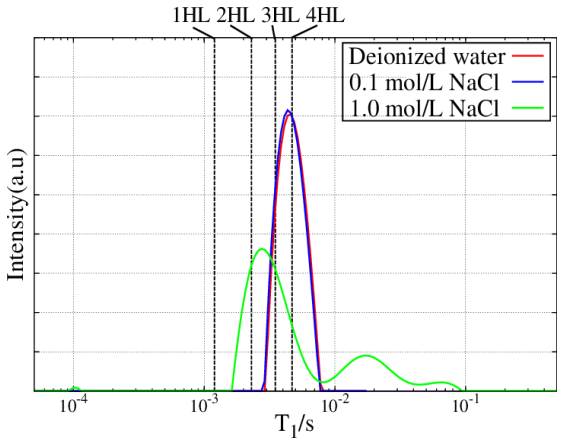



Figure 2: $T_1$ distributions of compacted saturated clays with $\rho_{dry}$ = 0.8 g/cm$^3$ at 30℃.

※本報告は経済産業省委託事業「平成 27 年度 処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

*Akio Yamazaki[1], Takahiro Ohkubo[1] ,Yasuhiko Iwadate[1] and Yukio Tachi[2]
[1]Chiba Univ., [2]JAEA.

# 分子動力学法によるモンモリロナイト層間の膨潤特性評価

Swelling Properties of Montmorillonite Clay Minerals from Molecular Dynamics Method

*四辻 健治[1]，舘 幸男[1]，河村 雄行[2]

[1]原子力機構，[2]岡山大学

放射性核種の移行経路の一つと考えられる粘土鉱物層間の膨潤挙動とその安定性を評価するため，モンモリロナイト層間を対象に，鉱物の層電荷と対イオンのバリエーションを考慮して，層間の水分子数に対する底面間隔および系の混合過剰エンタルピーの挙動を，分子動力学法を用いて評価した。

**キーワード**：地層処分，性能評価，分子動力学法，モンモリロナイト層間，膨潤特性

## 1. 緒言

原子力機構では，地層処分において性能評価上重要な核種移行現象に対する理解を深めるとともに，現象論的収着・拡散モデルの開発とその高度化，さらには実験や分析による直接観察が困難なプロセスの理解やデータの補完等に資するため，分子動力学法（molecular dynamics ; MD）などの分子シミュレーションを用いた評価手法の開発を進めている。地層処分システムのバリア材として予定されている圧縮ベントナイトは，一般に膨潤特性を有する Na 型モンモリロナイトを主成分に持ち，高い止水性が期待されている。しかしながらシステムの変遷に伴う交換性陽イオン（対イオン）のタイプの変化により膨潤特性が損なわれて止水性が低下したり，またベントナイト間隙構造の変化により核種移行現象に影響を及ぼす可能性がある。これらのことを実際の鉱物試料を用いて系統的に検証することは困難である。そこで本報告では，放射性核種の移行経路の一つと考えられるモンモリロナイト層間を対象に，含水量に対する鉱物層間幅の安定性や，ベントナイト緩衝材の止水性に影響を及ぼすと考えられる膨潤挙動とそのメカニズムを調べるため，鉱物の層電荷と対イオンのタイプを系統的に変化させて古典 MD 計算を実施した。その際，層間幅の安定性を定量的に評価するため系の混合過剰エンタルピーを，また膨潤挙動の定量的評価のため層間の底面間隔を，層間の水和水分子数をパラメータとして計算した。

## 2. 解析手法

本報告で用いる古典 MD 計算では，計算コードとして MXDORTO/MXDTRICL システム[1]を，また相互作用ポテンシャルとして全自由度分子モデル（BMH-EX 型）[2]を採用した。この相互作用モデルは，分子内・分子間を含む全ての原子に対する原子間相互作用を考慮し，水の密度，自己拡散係数，比誘電率など幅広い水の物性値に対して，実測データとおおむね整合的な値が得られている[2]。本報告では，水分子と対イオンを含むモンモリロナイト層間を対象に，層間の水和水分子数をパラメータとして，層間の底面間隔および系の混合過剰エンタルピーを，$T$ = 298.15 K, $P$ = 0.1 MPa の *NTP* アンサンブル（等温・等圧の統計集団）で計算した。

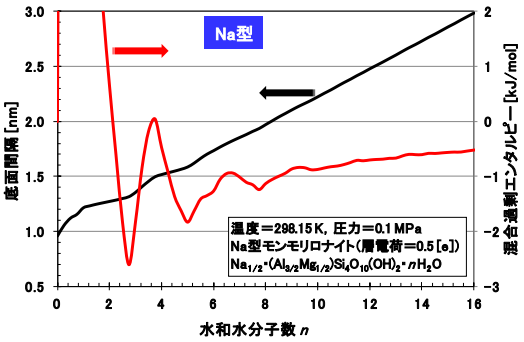



図1 Na型モンモリロナイト層間の底面間隔（黒，左縦軸）と系の混合過剰エンタルピー（赤，右縦軸）。横軸は水和水分子数

## 3. 解析結果

まず膨潤挙動に対する層電荷の影響を見るため，Na 型モンモリロナイトを対象に同形置換の量を変化させて，その依存性を評価した。水和水分子数に対する混合過剰エンタルピーの形状から，水分子層が 3 層以上の高水和状態まで比較的容易に膨潤すると考えられる層電荷の範囲と，ほとんど膨潤しないと思われる層電荷の範囲が存在することが示唆された。次に，対イオンのタイプによる影響を評価するため，層電荷を一定にし，対イオンのタイプを変えて計算した。例として Na 型（図 1）と Ca 型（図 2）の結果を示す。混合過剰エンタルピーを比較すると，Ca 型は $n$ = 1 ~ 5 に亘ってほぼ連続的に安定しているのに対し，Na 型では安定な水和状態が離散的に存在している。これは対イオンのタイプに依存した水和力の差に起因するものと考えられ，一般に対イオンの変化が膨潤挙動に影響を及ぼすことが示唆される。MD 計算によるこれらの結果は，XRD による分析データとも整合的である。

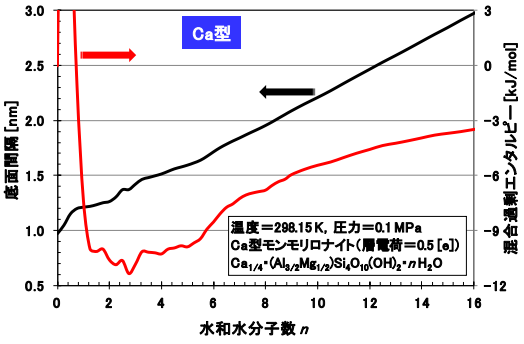



図2 Ca型モンモリロナイト層間の底面間隔（黒，左縦軸）と系の混合過剰エンタルピー（赤，右縦軸）。横軸は水和水分子数

※本報告は，経済産業省委託事業「平成 27 年度 処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

## 参考文献

[1] 平尾一之，河村雄行(1994): パソコンによる材料設計，裳華房，東京.
[2] 河村雄行(2004): ベントナイト中の物質移行モデルの高度化研究(Ⅲ)，JNC TJ8400 2004-028.

*Kenji Yotsuji[1], Yukio Tachi[1] and Katsuyuki Kawamura[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Okayama Univ.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Thu. Sep 8, 2016 4:05 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [2D15-19] Migration in bentonite

Chair: Haruo Sato (Okayama Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [2D15] A validation study on two-phase flow parameter identification of bentonite in TRU waste disposal system

*Ayumi Saeki[1], Yasuhiro Tawara[1], Kazumasa Koga[2], Hitoshi Owada[2], Shin Sato[3] (1.Geosphere Environmental Technology Corp., 2.Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3.Obayashi Corporation)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [2D16] Deposition behavior of supersaturated silicic acid on Na-type bentonite

*TSUYOSHI SASAGAWA[1], TAIJI CHIDA[1], YUICHI NIIBORI[1] (1.Department of Engineering, Tohoku University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [2D17] 15 years Migration Behavior of Plutonium in Compacted Bentonite Touched with Iron

*Noriya Ohkubo[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Daisuke Akiyama[2], Kenji Konashi[2] (1.Kyushu University Faculty of Enginieering , 2.Tohoku University)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

### [2D18] Diffusion of Iodide Ions in Engineered and Natural Barrier Materials

*Ryoichi Hojo[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2], Yosuke Akagi[3], Masaki Takeda[4] (1.Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2.Faculty of Engineering Hokkaido University, 3.Mitsubishi Materials Corporation, 4.Japan Atomic Energy Agency)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

### [2D19] Structure of Hydrated Cs on montmorillonite

*Takuya Okamoto[1], Takahiro Ohkubo[1], Yasuhiko Iwadate[1], Kenzo Deguchi[2], Tadashi Shimizu[2], Shinobu Ohki[2], Yukio Tachi[3] (1.Chiba Univ., 2.NIMS, 3.JAEA)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

# TRU 廃棄物処分システムにおけるベントナイト系材料の 2 相流パラメータ同定と適用性検証

A validation study on two-phase flow parameter identification of bentonite in TRU waste disposal system

*佐伯 亜由美[1]，田原 康博[1]，古賀 和正[2]，大和田 仁[2]，佐藤 伸[3]
[1](株)地圏環境テクノロジー，[2](公財)原子力環境整備促進・資金管理センター，[3](株)大林組

TRU 廃棄物処分システムにおけるベントナイト系材料を対象とし，室内試験と逆解析手法を組み合わせることで，ガス移行挙動評価で重要となる 2 相流パラメータの同定・蓄積を進めてきた。さらに，既往の室内試験とは条件等が異なる複数のガス移行試験に対して，同定・蓄積されたパラメータを適用することにより，試験データを良好に再現することができ，これまで不明確であった 2 相流パラメータの不確実性の幅が絞り込まれてきたことを示唆する結果を得ることができた。

**キーワード**：TRU 廃棄物，ベントナイト，ガス移行，2 相流パラメータ，逆解析，GETFLOWS

## 1. 緒言

ベントナイト系材料中のガス移行挙動評価では，液相への溶解・拡散，気液混合 2 相流れの他に流路拡幅を伴う拡張 2 相流れを考慮する必要がある。その場合，相対浸透率及び毛細管圧力を表現する 2 相流パラメータの設定が重要となるが，利用可能な 2 相流パラメータは非常に限定的で，どの程度の不確実性の幅を有するか不明であった。そこで本研究では，ガス移行挙動評価における不確実性低減（2 相流パラメータの蓄積と適用幅の定量化）を目的として，複数のガス注入試験データを対象とした逆解析により 2 相流パラメータの同定を行い，同定されたパラメータの適用性を検証した。

## 2. ベントナイト系材料の 2 相流パラメータ同定と適用性検証

既往の室内ガス注入試験データを逆解析によって再現することで，表 1 に示す 5 つの異なる 2 相流パラメータが同定された[1]。室内試験の概要としては，飽和ベントナイト供試体（乾燥密度 1.36Mg/m$^3$，100% クニゲル V1，直径 60mm）を用い，供試体端部より 0.1MPa/2 日の昇圧条件でガス注入を行い，供試体内におけるガス移行挙動の寸法効果（供試体高さ 25～50mm）等が評価されたものである。これらの同定された 5 つのパラメータの適用性を検証するため，ガス注入圧一定条件下で実施したガス移行試験系（供試体 No.1～No.3）に対して，同定パラメータの幅の中で微調整を加えたものを適用し，再現解析を実施した[2]。なお，一連の再現解析には拡張 2 相流モデルが組込まれた地圏流体シミュレータ GETFLOWS を用いた。これまでに同定されたパラメータ及び再現解析に用いた 2 相流パラメータを図 1 に示す。その結果，再現性の良い結果を得ることができ（図 2），同定された 2 相流パラメータの適用性を検証することができた。

表 1　同定された 2 相流パラメータ（構成式として van Genuchten モデルを使用）

| | $S_{wr}(-)$ | $S_{gr}(-)$ | $n_w(-)$ | $n_g(-)$ | $P_0(MPa)$ | $n_c(-)$ | 相対浸透率 | 毛細管圧力 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| P1 | 0.3867 | 0.0 | 1.449 | 13.70 | 0.661 | 1.821 | $k_{rp}=\sqrt{S_{pe}}\left(1-(1-S_{pe}{}^{1/m_p})^{m_p}\right)^2$<br>$S_{pe}=(S_p-S_{pr})/(1-S_{wr}-S_{gr})$<br>$m_p=1-1/n_p$<br>$p=w,g\ (water, gas\ phase)$ | $P_c=P_0(S_{we}{}^{-1/m_c}-1)^{1/n_c}$<br>$S_{we}=(S_w-S_{wr})/(1-S_{wr}-S_{gr})$<br>$m_c=1-1/n_c$ |
| P2 | 0.2000 | 0.0 | 2.884 | 2.451 | 0.336 | 3.709 | | |
| P3 | 0.2000 | 0.0 | 2.884 | 2.451 | 0.333 | 3.709 | | |
| P4 | 0.2280 | 0.0 | 2.455 | 2.474 | 0.324 | 3.297 | | |
| P5 | 0.3639 | 0.0 | 2.011 | 2.953 | 0.291 | 2.290 | | |

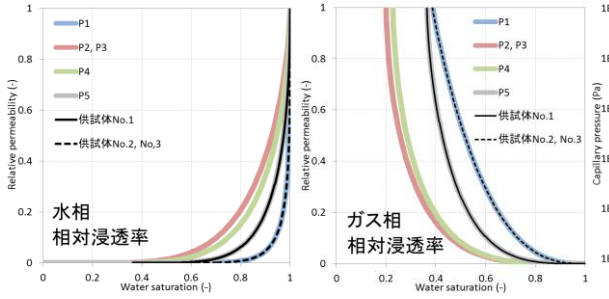



図 1　同定された相対浸透率及び毛細管圧力

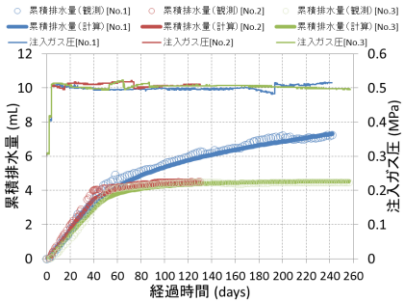



図 2　累積排水量の再現結果

## 3. 結論

TRU 廃棄物処分システムにおけるベントナイト系材料を対象とし，2 相流パラメータの同定・蓄積及びその適用性検証を行った。本研究を通じて，2 相流パラメータの不確実性の幅が絞り込まれてきたことを示唆する結果を得ることができた。本研究は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「平成 27 年度地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発」の成果の一部である。

**参考文献**

[1]田原他, 2015. TRU 廃棄物処分におけるガス移行連成挙動評価手法の開発（その 5）―ガス移行挙動解析手法の高度化―，平成 27 年度土木学会全国大会 [2]公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター, 2016. 平成 27 年度地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発報告書（第 5 分冊）―ガス移行連成挙動評価手法の開発―.

*Ayumi Saeki[1], Yasuhiro Tawara[1] Kazumasa Koga[2], Hitoshi Oowada[2], and Shin Sato[3]
[1] Geosphere Environmental Technology Corp. , [2] Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [3] Obayashi Corp.

# Na 型ベントナイトへの過飽和ケイ酸の析出挙動

## Deposition behavior of supersaturated silicic acid on Na-type bentonite

*笹川　剛[1]，千田　太詩[1]，新堀　雄一[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では、セメント使用に起因する pH 勾配によって生じる過飽和ケイ酸が処分坑道埋め戻し部のベントナイトへ析出する想定を基に、実験にて有意なケイ酸析出を確認するとともに析出速度定数を定量化した。
**キーワード：**Na 型ベントナイト，過飽和ケイ酸，析出，核種遅延効果

**1. 緒言**　HLW 処分場の建設にセメント系材料が大量に用いられることにより、処分場周辺の pH が高アルカリ化し、地下水の流れ方向に向かって pH が減少するアルカリフロントが形成される[1]。この pH 勾配の発生に伴い、高アルカリ領域では周辺のケイ酸塩鉱物からケイ酸が溶出し、低アルカリ領域では過飽和状態となったケイ酸が周囲へ析出、および重合することが考えられる。これらの反応が長期間継続することによって地下水流路が狭隘化し、核種移行の遅延が期待される。一方、処分坑道の埋戻し材の一部として Na 型ベントナイトが用いられる予定であり、埋め戻し部の透水性は岩盤内と同程度が想定されている[1]。報告者は、これまでにケイ酸析出に伴う岩盤内の微細流路閉塞について評価しており[2]、埋め戻し部にて水みちが形成された場合にも同様の遅延効果が期待できる可能性がある。そこで本研究では、Na 型ベントナイトへの過飽和ケイ酸の析出に着目し、その析出速度定数を実験的に定量化することを目的とした。

**2. 実験**　Na 型ベントナイトにはクニミネ工業社製クニゲル V1 を用いた。図 1 に実験手順を示す。ケイ酸溶液はケイ酸ナトリウム溶液($Na_2SiO_3$)を所定濃度(初期過飽和濃度 4, 10 mM)に希釈した。これに固相試料(2.5, 5, 10 g)、pH 緩衝液、硝酸を順に添加することで pH を 8 に調整し、過飽和ケイ酸を発生させた時点を実験開始とした。また、液相中の NaCl 濃度を 0.6 M、溶液温度 25ºC とした。実験開始後、所定時間毎にサンプリングを行い、0.45 μm のメンブレンフィルターを用いて固液分離した。分離後、液相中のケイ酸を ICP-AES で定量することで、固相への析出分を算出した。そして、実験開始時の析出量経時変化から析出速度定数を初期過飽和濃度毎に評価した。

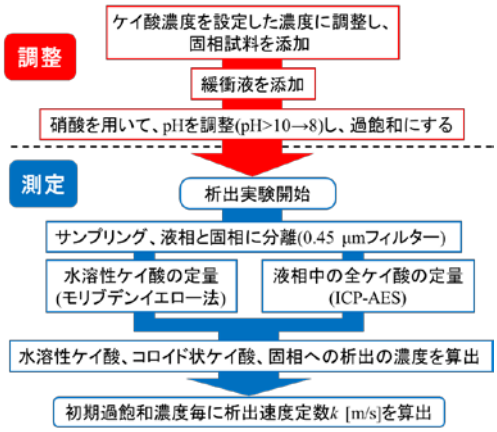


図 1　実験手順

**3. 結果・考察**　図 2 に実験結果の一例を示す。本実験系におけるケイ酸の状態は水溶性ケイ酸、コロイド状ケイ酸、固相への析出と定義した。全ての実験条件において固相へのケイ酸析出を確認し、析出速度定数は初期過飽和濃度 4 mM において $2.81\times10^{-11}$ m/s、10 mM において $1.91\times10^{-11}$ m/s と得られた。これらの結果は、仮に岩盤内亀裂を想定して、流路の代表長さ(100 m)、初期流速(5 m/year)、比表面積($10^6$ 1/m)から析出反応と移流の比を表す無次元数であるダムケラー数を算出すると、$10^3$ を超える大きな値となる。これは地下水移行に対して析出反応が顕著に生じることを示す。すなわち、Na 型ベントナイトが混在する埋め戻し部に水みちが形成された場合にも、ケイ酸析出による流路閉塞が期待できる可能性が示唆された。

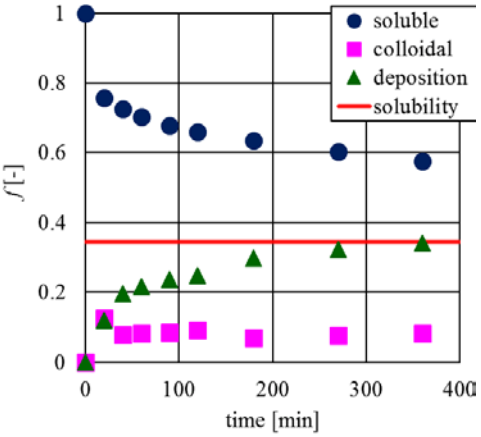


図 2　実験結果(初期過飽和濃度 4 mM, 固相量 5 g)

(縦軸 $f$ は初期ケイ酸濃度に対する各ケイ酸形態の割合)

参考文献：[1] JNC, “TRU 廃棄物処分技術検討書,” TY1400 2005-013.
[2] SASAGAWA et al. , “Effects of Supersaturated Silicic Acid Concentration on Deposition Rate around Geological Disposal System”, Proceedings of ICONE23, 2015.
謝辞：本研究の一部は、JSPS 特別研究員奨励費 16J02619、および科学研究費補助金 若手研究(B)16K18345 によった。ここに記して謝意を表す。

*Tsuyoshi Sasagawa[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Graduate school of Engineering, Tohoku University

# 鉄共存系での圧密ベントナイト中におけるプルトニウムの 15 年間の移行挙動

15 years Plutonium Migration Behavior in Compacted Bentonite with Iron

*大久保　徳弥[1]，出光　一哉[1]，稲垣　八穂広[1]，有馬　立身[1]，秋山　大輔[2]，小無　健司[2]
[1]九州大学，[2]東北大学

炭素鋼とベントナイトを接触させ、その接触面にプルトニウム 238 溶液を塗布して約 15 年間拡散実験を行いその挙動を評価した。

**キーワード：**ベントナイト、プルトニウム、鉄共存、移行

**1. 緒言**　プルトニウム(Pu-239)の半減期は 2.41 万年と非常に長い。高レベル放射性廃棄物の処分において緩衝材であるベントナイト中のプルトニウムの移行挙動を把握することは処分の安全評価上重要である。現在考案されている地層処分のシステムでは、処分後長期間経過すると、ベントナイトと接触している炭素鋼オーバーパックが腐食し、核種の移行挙動に影響を与える可能性が考えられる。そこで本研究では、ベントナイトと炭素鋼が共存した系でのプルトニウムの移行挙動を調査している。本報告では、約 15 年間の試験での鉄の腐食とプルトニウムの移行について報告する。

**2. 実験**　圧縮ベントナイト試料（クニゲル V1、1.2 Mg/m$^3$、φ10×10 mm$^2$）を NaCl 溶液（0.01 M）と 1 ヶ月以上接触させ飽和膨潤させた。膨潤完了後の試料下部に $^{238}$Pu のトレーサー溶液(100 MBq/L) 10 μL を塗布し、その面と炭素鋼を接触させて約 15 年間拡散試験を行った。試験終了後、試料をスライスし、HCl(1 M)で各スライス中のイオンを脱離後、α 線シンチレーションカウンターを用いて $^{238}$Pu を定量し、濃度プロファイルを得た。また、脱離液を約 1000~5000 倍に希釈し、鉄およびナトリウムを ICP-MS を用いて定量し、濃度プロファイルを求めた。

**3. 結果と考察**　拡散試験から得られた各元素の濃度分布を図 1 に示す。結果から、Pu の 90 %近くは境界面付近に存在しており、残りの Pu も約 2 mm の深さまでしか移行していなかった。この 0～2mm の領域は、Fe の濃度が高い部分であり、Fe と Na の当量の合計がクニゲル V1 の予想 CEC（約 0.5meq/g）を超えている部分でもある。また、この部分には鉄腐食生成物の析出と思われる色の変化（黒緑色）が観察された。過去の実験から、Pu は pH の減少に伴って. 溶解度及び拡散係数が増加することが知られている。したがって、交換性陽イオンとして層間に取り込まれなかった余剰の Fe が、下に示す化学変化を起こした領域で pH が減少し、Pu の溶解と拡散が起きたものと考えられる。

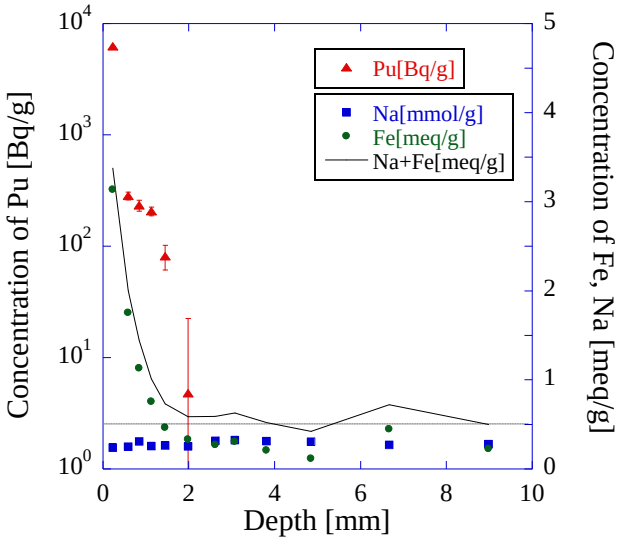



図 1　ベントナイトへの侵入深さと各元素の濃度分布

$$Fe^{2+} + 2H_2O \rightarrow Fe(OH)_2 + 2H^+ \qquad (1)$$

また、ベントナイト表面約 6 mm 付近にはクラックが観察され、その前後で Fe の濃度に異常があった。このクラックは、腐食による水素が移動している途中の経路と考えられる。

*Noriya Ohkubo[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Daisuke Akiyama[2], Kenji Konashi[2]
[1]Kyushu Univ , [2]Tohoku Univ

# 人工および天然バリア材におけるヨウ化物イオンの拡散挙動

## Diffusion of Iodide Ions in Engineered and Natural Barrier Materials

*北城 諒一[1]，田中 真悟[1]，渡邊 直子[1]，小崎 完[1]，赤木 洋介[2]，武田 匡樹[3]
[1]北海道大学，[2]三菱マテリアル，[3]日本原子力研究開発機構

人工および天然バリア材におけるヨウ化物イオンの見かけの拡散係数および拡散の活性化エネルギーを決定した。ヨウ化物イオンの拡散機構は、モンモリロナイト部分密度によって変化することが明らかとなった。

**キーワード**：放射性廃棄物処分，ベントナイト，ブームクレイ，堆積岩，拡散，ヨウ素

**1. 緒言**　放射性廃棄物の地層処分の安全評価には、人工および天然バリア材における核種の移行挙動を把握する必要がある。本研究では、種々の人工および天然バリア候補材中における典型的な陰イオンであるヨウ化物イオン($I^-$)の見かけの拡散係数($D_a$)およびその活性化エネルギー($E_a$)を非定常拡散試験によって決定し、得られた値とバリア材のモンモリロナイト部分密度との関係から、$I^-$の拡散挙動について検討した。

**2. 実験**　人工バリア材試料として①ケイ砂混合ベントナイト試料(乾燥密度 1.6Mg $m^{-3}$、クニゲル V1:ケイ砂＝7:3)、②Na 型モンモリロナイト試料(クニピア F、乾燥密度 1.0Mg $m^{-3}$)、③ベントナイト試料(MX-80、乾燥密度 1.6Mg $m^{-3}$)を用いた。また、天然バリア材試料として、④ベルギー産ブームクレイ(No.CGR76/77D-10.40-11.40c)、⑤幌延産堆積岩(稚内層)を用いた。なお、試料の空隙率は、試料②(約 0.6)を除いて 0.4 程度であった。人工バリア材試料は所定の乾燥密度に圧縮成型し、イオン交換水で 1 ヶ月以上膨潤させた。一方、試料④は拡散方向が層理面に垂直または水平となるよう成型し模擬地下水で飽和させ、試料⑤はコア抜き加工をして成型し原位置の地下水で飽和させた。拡散は、これらの試料に $Na^{125}I$ トレーサー溶液を塗布し、拡散温度 288～323 K にて所定の時間行った。実験終了後、試料をスライスし、スライス試料の放射能を測定し、得られた濃度プロファイルから $I^-$の $D_a$ を決定した。また、$D_a$ の温度依存性から拡散の $E_a$ を決定した。

**3. 結果・考察**　本研究で得られた $I^-$の拡散の $E_a$ のモンモリロナイト部分密度依存性を、試料②と同じ Na 型モンモリロナイト中の塩化物イオンに対する報告値[1]とともに図 1 に示す。試料②を除き空隙率がほぼ同じ値である試料中の $I^-$の $E_a$は、試料のモンモリロナイト部分密度によって異なる値となった。このうち、天然バリア材試料である試料④および試料⑤中の $I^-$の $E_a$ は 15.3～16.4kJ $mol^{-1}$ であり、自由水中の $E_a$(16.9 kJ $mol^{-1}$)とほぼ同じ値であることから、$I^-$は自由水が存在するような比較的大きな空隙中を主な拡散経路としていると考えられる。また試料④では、$E_a$ の値に差が認められなかったものの、$D_a$ は拡散方向が層理面に対して垂直の場合よりも水平の場合の方が約 2 倍大きな値を示したことから、$I^-$の主な拡散経路は水平方向に大きく発達している可能性がある。一方、試料①では自由水中の値よりも低い $E_a$ が得られた。これは、$Cl^-$の $E_a$ に対して推察されているように[1]、この試料中の $I^-$は空隙内の拡散とは異なるプロセスで移行していることを示唆している。また、空隙率は異なるが、モンモリロナイト部分密度がほぼ同じ(0.9～1.0 Mg $m^{-3}$)試料①と試料②の $I^-$の $E_a$は、同じ値となったことから、他のイオンと同様に、$I^-$の拡散は試料中のモンモリロナイト部分密度で整理できる可能性があると考えられる。

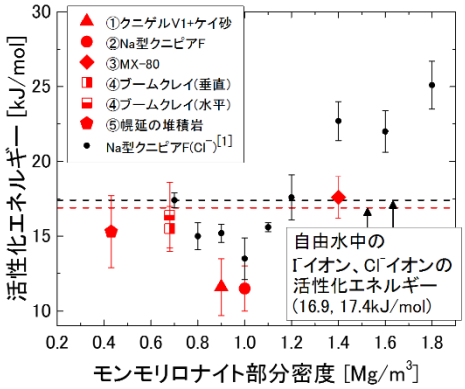



図 1　活性化エネルギーの部分密度依存性

**謝辞**：本研究の一部は ONDRAF/NIRAS 研究費(Cont.No.CCHO-13/418)により実施された。

**参考文献**：[1]Kozaki et al., *J. Contam. Hydrol.*, 47, 159–170 (2001)

---

*Ryoichi Hojo[1], Shingo Tanaka[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yosuke Akagi[2] and Masaki Takeda[3]
[1]Hokkaido University, [2]Mitsubishi Materials Corporation, [3]Japan Atomic Energy Agency

# モンモリロナイトに吸着した水和 Cs の構造

Structure of hydrated Cs on montmorillonite

*岡本 拓也[1]，大窪 貴洋[1]，岩舘 泰彦[1]，出口 健三[2]，清水 禎[2]，大木 忍[2]，舘 幸男[3]
[1]千葉大院（工），[2]物材機構，[3]原子力機構

含水率の異なる Cs 型モンモリロナイトを調製し、$^{133}$Cs Magic angle spinning (MAS) NMR 測定を行い水和に伴う Cs の吸着構造の変化を検討した。

**キーワード**：Cs 型モンモリロナイト，吸着構造，水和，$^{133}$Cs 固体 NMR

**1. 緒言** 高い信頼性で放射性廃棄物の地層処分の安全評価を行ううえで、ベントナイトの主成分であるモンモリロナイトに吸着した元素の構造は、元素の移行挙動や存在状態の予測評価の妥当性を裏付ける重要な情報である。安全評価上の重要元素である Cs については多くの先行研究があるが、粘土鉱物の風化や組成のばらつきに起因する多様な Cs 吸着サイトへの吸着構造は完全には明らかになっていない。この理由の 1 つは、天然の粘土鉱物は結晶性が低く、X 線や中性子回折実験による構造解析が困難なためである。2015 年秋の大会において、$^{133}$Cs 固体 MAS NMR を利用することで乾燥状態のモンモリロナイトに吸着した Cs の局所構造を高分解能で識別し定量できることを示した。実際の地層処分場や環境中でのモンモリロナイトは水を吸収、膨潤し、同時に Cs 吸着構造も変化すると考えられる。そこで本研究では、水和に伴う Cs の吸着構造の変化に着目し、含水率をパラメータとしたモンモリロナイトへの Cs 吸着構造を解析した。

**2. 実験** 天然のモンモリロナイト(Kunipia F) と塩化セシウム水溶液を攪拌接触させることで、モンモリロナイトの層間陽イオンを Cs に置換した。Cs 置換を確認するため、試料を酸で溶解した後、フレーム原子吸光法により元素分析を行った。$^{133}$Cs 固体 NMR スペクトルは、試料を 20 kHz でマジック角回転させながら 18.79 T の磁場下で測定した。また、試料の含水率を調整するために、飽和塩法を用いて湿度調整したグローブボックス内で試料詰めを行った。

**3. 結果･考察** 元素分析の結果、層間イオンはすべて Cs に置換されていた。Figure 1 は、相対湿度 RH = 0%, 8%, 32% および 84%で含水させたモンモリロナイト試料（以下、それぞれ RH-0, RH-8, RH-32 および RH-84 とする）の $^{133}$Cs MAS NMR スペクトルを示す。RH-0 の $^{133}$Cs NMR スペクトルは、3 つ以上のピークが重なった 140 から-140 ppm の範囲に幅広なピークを示し、複数の Cs 吸着サイトの存在を示した。先行研究より、30 ppm 近傍のピークは、モンモリロナイト層間中で四面体層の Al 置換サイト近傍に存在する Cs、0 から-100 ppm の幅広なピークは、層間中で Al 置換サイト近傍に存在しない Cs に帰属できる。RH-8 ではこれらの 2 つのピークの強度比が逆転している。これは、Al 近傍に吸着していた Cs の一部が水和することで表面から沖合に移動したためと考えられる。また、相対湿度が高くなるにつれ、複数存在していたピークは、速い化学交換よって平均化され、1 つのピークとして観測される。このとき観測されるピーク位置は、水和が進むとともに水溶液中の $Cs^+$イオンが示すケミカルシフト(0 ppm)に近づくようにシフトする。講演当日は、層間イオンの一部を置換した天然のモンモリロナイトと合成モンモリロナイトの解析結果も紹介する。

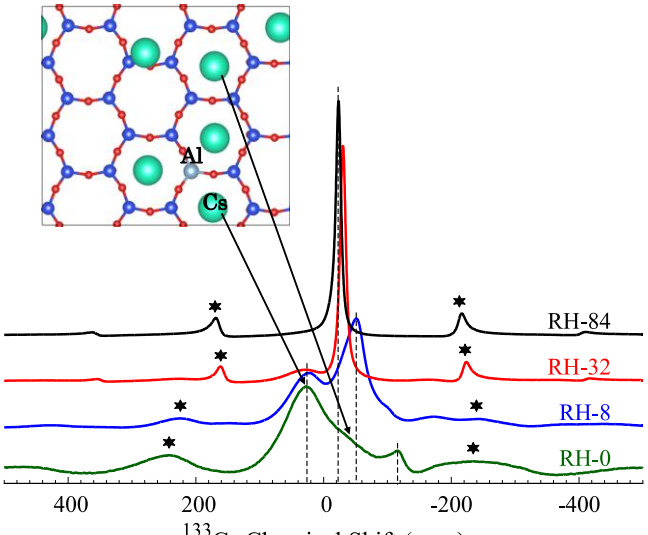



Figure 1: $^{133}$Cs MAS NMR spectra of Cs-montmorillonite with various RH conditions. * denotes spinning side bands.

※本報告は経済産業省委託事業「平成 27 年度処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

---

*Takuya Okamoto[1], Takahiro Ohkubo[1], Yasuhiko Iwadate[1],KenzoDeguchi[2], Tadashi Shimizu[2], Shinobu Ohki[2] and Yukio Tachi[3]
[1]Chiba Univ., [2]NIMS, [3]JAEA

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Thu. Sep 8, 2016 5:25 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [2D20-23] Evaluation of repository

Chair: Kiyoshi Fujisaki (NUMO)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

### [2D20] Evaluation method of barrier function of calcium silicate hydrate under saturated condition of groundwater

*Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1], Akira Kirishima[1] (1.Tohoku Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

### [2D21] Study on the probabilistic consequence assessment method for natural events affecting on geological disposal system of radioactive waste

*Kawamura Hideki[1] (1.mcm japan)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

### [2D22] Safety measures of HLW geological disposal facility during an operation period against natural disaster

Evaluation for impact of fire hazard for engineered barrier

*hiromitsu yamakawa[1], Akinori Hasui[1], Masahiro Kawakubo[1], Hidekazu Asano[1], Dirk Riechelmann[2], Daisuke Takakura[2], Yumiko Iwata[2], Susumu Kawakami[2] (1.RWMC, 2.IHI)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

### [2D23] Design Study for Impermeable Function of Trench Disposal Facility for Very Low Level Waste Generated from Research, Industrial and Medical Facilities

*Akihiro Sakai[1], Ryohei Kurosawa[2], Hisakazu Nakata[1], Hiroya Amazawa[1], Makoto Sato[3], Yoichi Kitamura[3] (1.JAEA, 2.V.I.C., 3.JEPro)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

# 地下冠水環境におけるカルシウムシリケート水和物による バリア機能の評価手法

Evaluation method of barrier function of calcium silicate hydrate under saturated condition of groundwater

*新堀 雄一[1]，千田 太詩[1]，桐島 陽[1]
[1]東北大学

**著者らはカルシウムシリケート水和物(CSH)の不安定性による微量元素の閉じ込め機能に着目し，その Eu, Cs, Ba, Sr および I との相互作用や流動場における形成過程を調査している。本発表では，これらの結果を概観し，CSH のバリア性能をどのように処分システムの性能評価に組み入れるかを検討した。**

**キーワード：放射性廃棄物，処分システム，カルシウムシリケート水和物，性能評価**

## 1. 緒言

冠水環境を想定し，乾燥過程を経ることなく，セメントの主成分でもあるカルシウムシリケート水和物(以下，CSH と呼称する)と幾つかのイオンとの相互作用について検討してきた。また，マイクロフローセルを用いて流動場における CSH の生成とその透水性の関係を追跡している。本研究では，これらの知見をどのように処分システムにおける性能評価に組み入れるかについて整理する。

## 2. CSH 形成による閉じ込め機能

**2-1. 化学的な相互作用** CSH を，乾燥過程を経ることなく，Cs, Ba, Sr, Eu および I と接触させると，化学的な相互作用を示す。特に 1 価および 2 価の陽イオンは Ca/Si モル比 1.0 以下で相互作用が顕著となる[1]。また，ヨウ化物イオンについては，反応時間を 28 日以上にすると Ca/Si モル比 0.4～1.6 の範囲，液固比 15 において顕著な相互作用を示す[2]。さらに Eu(III)については，CSH free の $Eu(OH)_3$ に比較して明らかに蛍光寿命が長く，CSH への内包が確認されている[3]。このことは $Eu(OH)_3$ によるコロイド状での移行を抑制することを意味する。

**2-2. 透水性の減少** マイクフローセルに固体試料として花崗岩を設置し，Ca 含有高アルカリ水(pH 12.3)を通過させると，CSH の生成と透水性の低下が確認された[4]。この透水性の低下は，生成した CSH は流路の不均一性により沈積に起因する[5,6]。

## 3. 性能評価への機能組み込みの概念

図 1 に上述の性能評価への組み込みについての概念図を示す。ここでは，人工バリアの要素とその周囲の岩盤を，模式的に 1 次元的に示している。廃棄体から漏洩した放射性物質の移行速度は遅延係数と間隙率の時間変化を考慮する移流分散方程式（拡散場では拡散方程式）によって表わすことができる。セメント系材料の利用は地下構造物の構築にも不可欠[7]であり，その影響を受ける埋め戻し領域や周辺岩盤において CSH が形成(Ca/Si 比 0.8 程度[8])し，遅延係数の上昇および透水性の低下(実流速の減少)を促す。本評価で重要となるのは，図中に示す処分場近傍の間隙率減少による透水性の低下を考慮した，処分場システムの上流および下流間の圧力勾配を一定とした条件下での pH10 以上(図中 pH>>8 の CSH の安定条件)の空間的・時間的な領域の評価となる。その空間的な領域は TRU2 次レポート[9]にある流速を一定とした条件での試算に比較して処分場近傍に限定されるものの，より長期に亘って維持される。

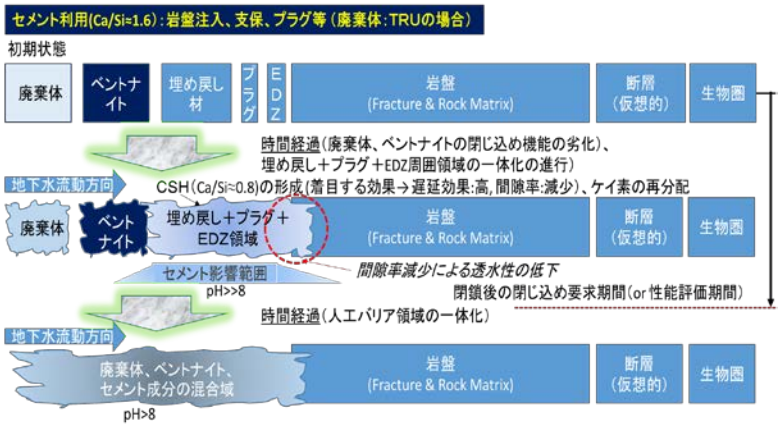



図1 CSHによる閉じ込め効果についての概念図(各要素の相対的な大きさは実際と異なる)

**参考文献** [1]Saito et al., WM Proc (No.15247) (2015)/[2]田児ら,原子力学会秋の大会(2015)/[3]Niibori et al., Mech. Eng. J., 1 (4) (2014)/[4]Niibori et al.,MRS,1475 (2012)/[5]Kurata et al.,WM Proc. (No.14094) (2014)/[6]Chida et al.,WM Proc. (No,15192) (2015)/ [7]河村,原子力学会誌,2009.6 (2009) /[8] Baston et al., Mineralogical Magazine,76(8) (2012)/ [9]電事連・JNC (2005).

**謝辞**：本研究の一部は科学研究費補助金 基盤研究(A) 25249136 によった。ここに記して謝意を表す。

*Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1] and Akira Kirishima[1]
[1]Tohoku Univ.

# 放射性廃棄物地層処分における天然事象の確率論的影響評価手法の研究

Study on the probabilistic consequence assessment method for natural events affecting on geological disposal system of radioactive waste

*河村　秀紀　mcm japan

本研究では、放射性廃棄物の地層処分を対象に、天然事象の発生予測に係る不確実性を考慮した確率論的なアプローチを、処分システムの安全機能への影響伝搬を類型化するインターフェースを構築して安全評価と結びつける「確率論的影響評価手法」について言及する。

**キーワード：地層処分、天然事象、安全評価、安全機能、確率論的分解アプローチ**

## 1. 緒言

毒性が長期に継続する放射性核種を含む放射性廃棄物は、地下深部（300m 以深）に地層処分することとされている。このような地層処分の安全評価では評価期間にカットオフはなく、線量のピーク値が現れるまで評価することを原則としていることから、その評価期間は 10 万年以上に及ぶ。10 万年以上にわたる長期の評価においては、影響のトリガーとなる天然事象の発生頻度や規模の予測に大きな不確実性が存在することが知られており、この不確実性を安全評価でどのように取り扱うかが重要な課題となっている[1]。

## 2. 天然事象の確率論的評価手法と不確実性を考慮した安全評価

### 2-1. 天然事象の確率論的評価手法

プレート運動に起因する天然事象（ここでは、火山・火成活動、地震・断層活動、隆起・沈降作用を対象）の確率論的評価手法は、原子力発電環境整備機構が ITM-TOPAZ 手法として開発を進めてきている[2]。この手法は、天然事象が及ぼす影響を規模や変位量などで「しきい値」として扱い、これらを超える確率を評価時間枠ごとに求めるとともに、異なる時間枠での事象発生や規模の不確実性に対して、専門家の意見を集約する手法で結合し、対象サイトの危険度マップを作成するものである。

### 2-2. 安全評価とのリンク

リスク評価手法として用いられる分解アプローチを用いて、天然事象と安全評価を結びつける。天然事象の処分システムへの危険度マップ（超過率密度分布）をトリガーとして扱い、地質環境への影響（地下水流動、地化学、変形など）や人工バリアへの影響を個別に評価するためにストーリボードを用いて影響パターンを類型化するインターフェースを構築し、そのパターンを様式化した評価ケースで表わし、処分システムの安全機能への影響を評価することで、異なる評価の時間枠ごとの天然事象の確率分布と安全機能への影響をリンクさせる（図-1）。

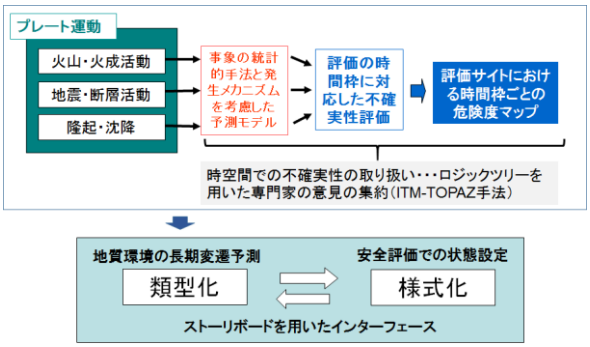



図-1 分解アプローチによる確率論的評価手法の枠組

### 2-3. リスク論的評価への展開

安全機能への影響を示す指標としては、トリガーが異なる評価時間領域の超過確率密度分布で求められることもあり、分解アプローチから求まるリスク値とし、不確実性をリスク論的に評価する。目安のしきい値としては、被ばく線量評価における 10μSv/年を $10^{-6}$/年のリスク値と等価のものとして用いる。

## 3. 結論

予測の不確実性が大きくなる時間領域において、天然事象が処分システムの安全機能に与える影響を評価するために、ITM-TOPAZ 手法により求めた危険度マップをトリガーとし、ストーリボードを用いた影響モード設定をインターフェースとする確率論的な安全評価手法を構築した。

### 参考文献

[1] NUMO，地層処分事業の安全確保（2010 年度版）、NUMO-TR-11-01, 2011
[2] Chapman et al., TOPAZ Project Long-term Tectonic Hazard to Geological Repositories, NUMO-TR-12-05, 2012

*Hideki Kawamura[1]
[1]mcm japan

# 自然災害に対する操業期間中の地層処分施設の安全対策
# 人工バリアに対する火災影響評価の検討

Safety measures of HLW geological disposal facility during an operation period against natural disaster
Evaluation for impact of fire hazard for engineered barrier

*山川　浩光[1]，蓮井　昭則[1]，川久保　政洋[1]，朝野　英一[1]
ディアク　リーヒェルマン[2]，高倉大典[2]，岩田裕美子[2]，川上　進[2]
[1]原子力環境整備促進・資金管理センター，[2]株式会社ＩＨＩ

地層処分場の処分坑道において自然災害を起因とした廃棄体の定置・搬送装置の火災を想定し、火災解析結果を基に伝熱解析と応力解析から人工バリアに対する火災影響を評価した。

**キーワード**：高レベル放射性廃棄物，地層処分，自然災害，火災，人工バリア

## 1. 緒言

本研究は、自然災害を起因とした火災に対して放射線安全の観点から人工バリア（ガラス固化体、オーバーパック、緩衝材）へ影響評価を行い、安全確保の検討を行った。

## 2. 解析内容

### 2-1. 火災シナリオ

地下の処分坑道においてガラス固化体を封入したオーバーパックを処分孔（竪置き）に定置した後に、風速、緩衝材の有無の条件下において定置・搬送装置のバッテリーが発火するシナリオを想定した。

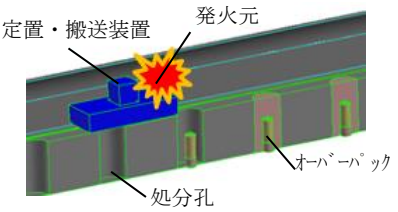


図１　火災シナリオ概念

### 2-2. 燃焼解析

燃焼解析は、想定した火災シナリオに基づいて米国の国立標準技術研究所が開発した解析ソフトウェア Fire Dynamics Simulator (FDS)を用いて、労働安全衛生規則、ずい道等建設工事における換気技術指針等を考慮した処分坑道内の風速を仮定（0.5m/s、2.0m/s）し、実施した。火災発生から 200～1,000 秒の間では、風速が 2.0m/s の場合に高い発熱量を示し、最大で約 90MW の発熱量が生じる結果となった。また、風速が 0.5m/s の場合は、高温領域は坑道上部近辺に限られるものの、風速が 2.0m/s になると炎が坑道全体に広がり高温領域が全断面に広がることを確認した。

### 2-3. 伝熱・応力解析

燃焼解析から得られた加熱曲線に基づいて構造解析で広く用いられている汎用 FEM コード ABAQUS（Ver.6-12-1）により伝熱解析及び応力解析を実施し、人工バリア等への火災影響の評価を行った。伝熱解析では、オーバーパックの上部近傍において 1,000℃超の最高温度に到達するものの、他の部分は 200℃以下であり、内部のガラスの温度上昇は約 1.5℃にとどまった。緩衝材の定置後では、オーバーパック、ガラス固化体への大きな温度上昇は見られなかった。

応力解析では、オーバーパックに応力の上昇がみられるが、火災が収まり温度が低下すると火災前の初期応力分布に近い状態まで戻ることを確認した。

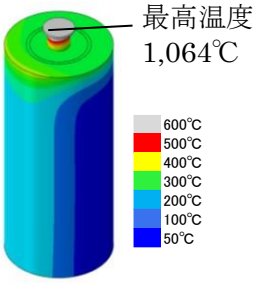


図２　伝熱解析結果
(オーバーパック)

## 3. 結論

想定した火災シナリオでは、オーバーパックの破損はなく、放射性物質が漏えいする可能性はない。

また、地下施設において火災が発生した場合、坑道内という限られた空間であるため、燃料の量より燃焼に要する酸素量で発熱量が決まることを確認した。また、火災によるガラス固化体への熱影響に対してオーバーパック、緩衝材が熱影響を軽減する安全対策になることを確認した。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁からの委託による「平成 27 年度地層処分技術調査等事業（処分システム工学確証技術開発）」の成果の一部である。

*Hiromitsu Yamakawa[1], Akinori Hasui[1], Masahiro Kawakubo[1], Hidekazu Asano[1], Dirk Riechelmann[2], Daisuke Takakura[2], Yumiko Iwata[2], Susumu Kawakami[2]
[1]Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [2]IHI Corp

# 研究施設等廃棄物のトレンチ処分施設における遮水機能の設計検討

Design Study for Impermeable Function of Trench Disposal Facility for Very Low Level Waste Generated from Research, Industrial and Medical Facilities

*坂井　章浩[1]、黒澤　亮平[2]、仲田　久和[1]、天澤　弘也[1]佐藤 亮[3]、北村洋一[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]ヴィジブルインフォメーションセンター，[3]国土環境保全機構

研究施設等廃棄物のうち安定五品目以外の極低レベル廃棄物は、遮水層を設置したトレンチ処分施設に埋設することを計画している。本研究では、遮水シート及び低透水性材料等の特性及び組合せを考慮し、放射性物質の漏出に関して抑制機能の高い遮水システムについて検討した。

**キーワード**：研究施設等廃棄物，トレンチ処分，遮水層，極低レベル廃棄物，浸透水

## 1. 緒言

研究施設等廃棄物のうち安定 5 品目以外の極低レベル廃棄物は、遮水層を設置したトレンチ処分施設に埋設することを計画している。トレンチ処分施設からの放射性物質の漏出は、廃棄物層を通過して施設外へ浸出する水量が多いほど大きくなると考えられる。このため、浸出水量が抑制されるような遮水層の構成について検討を行った。

## 2. 検討内容

一般・産業廃棄物の管理型処分場では、浸出水の防止のためシート系材料を使用しているが、重機等の接触や施工不良等により損傷することが想定される。このため、廃棄物処理法に基づく遮水工(表のモデル 1 と 2)、モデル 2 に低透水層を追加したモデル 3 及び低透水層と排水層を追加したモデル 4（図参照）を考案し、遮水層を通過する浸出水量の評価を行った。浸出水量の評価には、米国で開発された水収支解析を行う 1 次元の有限差分法の HELP コード[1][2]を使用した。遮水シートの状態は傷（25 個/1ha）があり、たわみがある悪い条件を想定して評価を行った。覆土への平均浸透水量 550 ㎜/y と計算される気候条件及び地質を設定した。

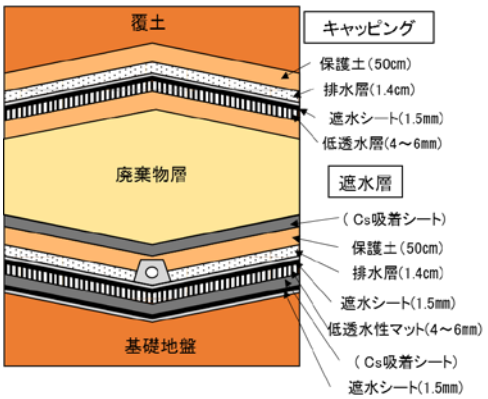



図　遮水層の構成(モデル 4）及び水の流れの概念図

## 3. 結果及び考察

モデル 3 及び 4 の遮水層では、モデル 1 の遮水層に比べて約 1 桁以上浸出水量が低くなる結果となった。モデル 2 では遮水シート間に水が滞留する結果となった。モデル 4 では排水層を設置し、排水を促進することで遮水シートにかかる水圧が低くなり、浸出水量が最も低い結果となった。

表　遮水層からの浸出水量の計算結果

| モデル | 1 | 2 | 3 | 4 |
|---|---|---|---|---|
| 遮水層の評価上の構成<br>()内は透水係数(m/s) | ・保護土 ($3\times10^{-4}$)<br>・遮水シート<br>・低透水層 ($1\times10^{-9}$) | ・保護土 ($3\times10^{-4}$)<br>・2重の遮水シート | ・保護土 ($3\times10^{-4}$)<br>・2重遮水シート間に低透水性マット ($5\times10^{-11}$) | ・保護土 ($3\times10^{-4}$)<br>・排水層 ($1\times10^{-2}$)<br>・2重遮水シート間に低透水性マット ($5\times10^{-11}$) |
| 排水量（mm/y） | $5.2\times10^{2}$ | $1.8\times10^{2}$ | $5.5\times10^{2}$ | $5.5\times10^{2}$ |
| 遮水層からの浸出水量（mm/y） | $2.8\times10^{1}$ | $8.7\times10^{0}$ | $1.6\times10^{0}$ | $6.5\times10^{-1}$ |
| 遮水層内の滞留水(mm/y) | ----- | $3.7\times10^{2}$ | ----- | ---- |

## 参考文献

[1] “The Hydrologic Evaluation of Landfill Performance (HELP) Model”, U.S. Environmental Protection Agency, (1994).
[2] 黒澤他, “研究施設等廃棄物のトレンチ処分施設の上部覆土への浸透水量の評価”, JAEA-Technology 2014-013, (2014)

*Akihiro Sakai[1], Ryohei Kurosawa[2], Hisakazu Nakata[1], Hiroya Amazawa[1], Makoto Sato[3], Yoichi Kitamura[3]
[1]JAEA, [2] V. I.C., [3] JEpro

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 10:30 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 12:30 AM - 1:30 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [2E01-04] Countermeasures against Severe Accident 1

Chair: Yuichi Shimada (JANSI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [2E01] AP1000® safety assessment for beyond design basis events

(1)Assessment based on ENSREG stress test

*Yuta Sano[1], Thomas A. Kindred[2] (1.Westinghouse Electric Japan Ltd., 2.Westinghouse Electric Company)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [2E02] AP1000® safety assessment for beyond design basis events

(2)Assessment for the safety enhancement

*Yukitaka Yamazaki[1], Thomas A. Kindred[2] (1.Westinghouse Electric Japan Ltd., 2.Westinghouse Electric Company)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [2E03] Development of Accident Tolerant Control Rod for Light Water Reactor

Reactivity Analysis of Innovative Neutron-Absorbing Materials

*Hirokazu Ohta[1], Takanari Ogata[1], Kinya Nakamura[1] (1.CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [2E04] Development of Dry-well Cooler for a Severe Accident

(3)Thermal-Hydraulics Analysis of Dry-well Cooler

*Naoyuki Ishida[1], Yasunori Nagata[1], Yukiko Kushima[1], Kouji Andou[1] (1.Hitachi GE)

# 設計基準外事象に対するAP1000®の安全性評価
## (1) 欧州ストレステストに基づく評価

AP1000® safety assessment for beyond design basis events
(1) Assessment based on ENSREG stress test

*佐野　祐太[1]、トーマス・キンドレッド[2]
[1]ウェスチングハウス・エレクトリック・ジャパン,[2] ウェスチングハウス・エレクトリック・カンパニー

静的安全系を有するAP1000について、多くの国で採用実績のある欧州原子力安全規制部会のストレステスト評価手法を参考に安全性を評価した結果、AP1000は全交流電源及び最終ヒートシンク喪失事象に対しても原子炉を安全な状態に維持可能であると評価された。

**キーワード：** 加圧水型原子炉，静的安全系, AP1000，全交流電源喪失事象

### 1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島第一事故）後、国際原子力機関(IAEA)、欧州原子力安全規制部会(ENSREG)、英国原子力規制局(ONR)、米国原子力規制委員会(USNRC)の短期特別調査班(NTTF)、西欧原子力規制者会議(WENRA)、世界原子力発電事業者協会(WANO)及び米国原子力発電運転協会(INPO)より、事故の教訓と推奨事項がそれぞれ報告されている。本稿では、多くの国で採用実績のあるENSREGのストレステスト評価手法[1]を参考に、福島第一事故後直ちに、欧州電力会社等の協力を得て実施した設計基準外事象に対するAP1000の安全性評価結果を報告する。

### 2. AP1000の安全性評価結果

ウェスチングハウス社の開発したAP1000は図1に示す静的炉心及び格納容器冷却系により、全交流電源喪失事象(SBO)時にも、原子炉を安全停止状態に維持可能である[2]。原子炉の崩壊熱は格納容器内燃料取替用水タンクの水に輸送され、発生する蒸気は格納容器内壁面で凝縮され、格納容器内の蒸気と水の自然対流により、原子炉は継続的に冷却される。静的格納容器冷却系は、建屋頂部の冷却水タンクから鋼製格納容器外表面に冷却水を重力注水することで、原子炉からの崩壊熱を大気に除熱し、格納容器圧力を設計値未満に維持可能である。頂部の冷却水タンクの水量は事故後3日間分を有し、以降はサイト内の水補給用ポンプ、またはサイト外からの支援設備を用いて格納容器頂部に冷却水を注水し、事故後7日間まで冷却を維持できる。さらに、7日以降は消火系及び脱塩水系、または可搬式の補給水設備等のサイト内外からの補給水を注水する。万が一、3日以降にこれらの設備が利用できない場合においても、現実的な解析評価では、格納容器は空冷のみで大変形が生じる圧力（ASME供用状態C）に至らず、健全性は維持される。このため、福島第一事故の様な、SBO及び最終ヒートシンク喪失の組み合わせによる設計基準外事象に対し、AP1000は静的な冷却機能より、原子炉を安全な状態に維持可能である。

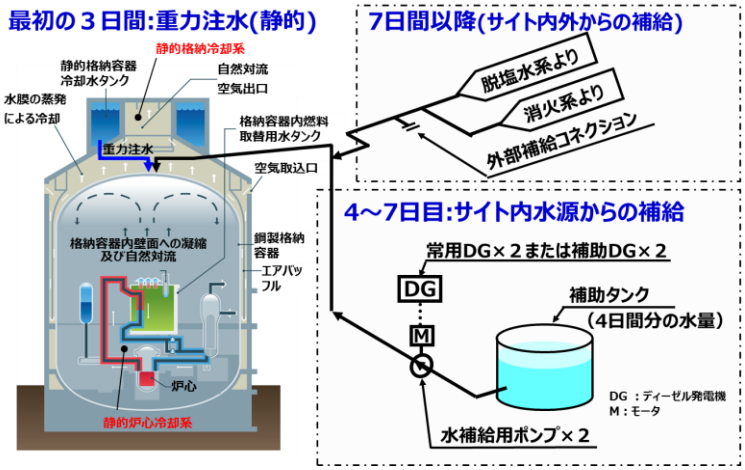



図1　SBO時の炉心及び格納容器冷却

### 3. 結論

AP1000の安全性をENSREGのストレステスト評価手法を参考に評価した結果、SBO及び最終ヒートシンク喪失の組み合わせによる設計基準外事象に対しても、原子炉を安全な状態に維持可能であると評価された。

### 参考文献

[1] European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG),“EU ‘Stress Tests’ Specifications, Annex 1,” May 25, 2011.
[2] APP-GW-GL-700, Rev. 19, “AP1000 Design Control Document,” June 17, 2011

*Yuta Sano[1] and Thomas A. Kindred[2]
[1]Westinghouse Japan Electric Ltd., [2] Westinghouse Electric Company LLC.

# 設計基準外事象に対する AP1000®の安全性評価
## (2) 安全性向上の評価

AP1000® safety assessment for beyond design basis events
(2) Assessment for the safety enhancement

*山崎　之崇[1]、トーマス・キンドレッド[2]
[1] ウェスチングハウス・エレクトリック・ジャパン,[2] ウェスチングハウス・エレクトリック・カンパニー

設計基準外事象に対する各国の教訓と推奨事項から導かれる安全性向上施策をもとに、静的安全概念を取り入れた AP1000 のさらなる安全性向上を検討した結果、これらの施策は網羅されていると評価された。

**キーワード：** 加圧水型原子炉, 静的安全系, AP1000, 設計基準外事象

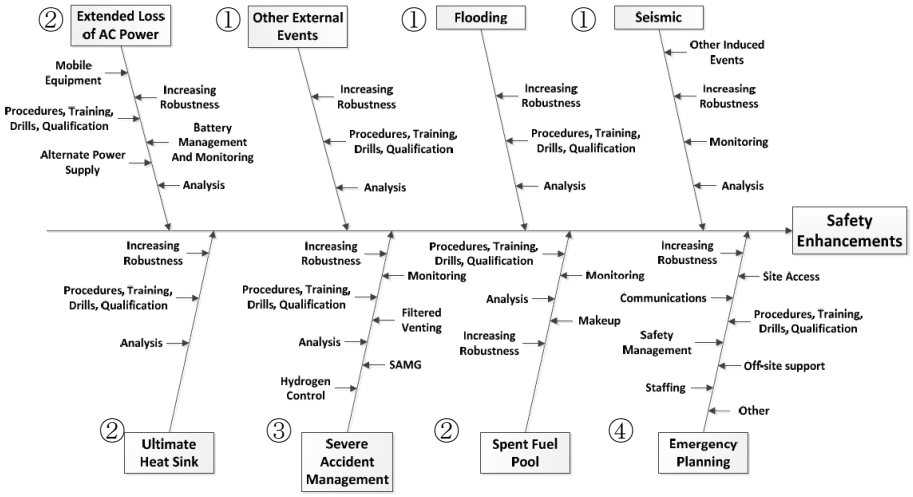
### 1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島第一事故）後、世界各国の規制及び関連機関にて事故の教訓と推奨事項をまとめた報告書が提示されている。第１報では、多くの国で採用実績のある欧州原子力安全規制部会(ENSREG)のストレステスト評価手法を参考にした設計基準外事象に対する AP1000 の安全性評価結果を報告した。これに対し、第２報では、設計基準外事象に対する各国の教訓と推奨事項から導かれる安全性向上施策をもとに、ウェスチングハウス社にて行った AP1000 のさらなる安全性向上の評価結果を報告する。

### 2. AP1000 の安全性向上の評価結果

福島第一事故後、国際原子力機関(IAEA)、ENSREG、英国原子力規制局(ONR)、米国原子力規制委員会(USNRC)の短期特別調査班(NTTF)、西欧原子力規制者会議(WENRA)、世界原子力発電事業者協会(WANO)、及び米国原子力発電運転協会(INPO)より、事故の教訓と推奨事項がそれぞれ報告されている。それぞれの規制及び関連機関の安全性向上施策をまとめると、①厳しい外部事象からの防護の向上、②電源及び最終ヒートシンク喪失後の冷却維持、③放射線影響の緩和、④緊急時のマネージメントの向上の４項目に集約された。これらの安全向上施策に対し、有効な因子はフィッシュボーンチャートから図１に示す通り抽出された。

AP1000 は、外部事象に対し高い安全性を有しており、またプラントは交流電源に依存せず、大気の最終ヒートシンクで原子炉を安全停止するといった、静的安全概念を取り入れたプラント[1]であり、これらの因子を網羅している。




①厳しい外部事象からの防護の向上、②電源及び最終ヒートシンク喪失後の冷却維持、③放射線影響の緩和、④緊急時のマネージメント

図１　安全性向上のフィッシュボーンチャート

### 3. 結論

静的安全概念を採用した AP1000 は、各国の教訓と推奨事項から導かれる安全性向上施策を網羅していると評価された。ウェスチングハウス社は、今後もこうした取り組みを継続し、原子力プラントの安全性をさらに向上にしてゆく。

### 参考文献

[1] APP-GW-GL-700, Rev. 19, “AP1000 Design Control Document,” June 17, 2011

*Yukitaka Yamazaki[1] and Thomas A. Kindred[2]
[1]Westinghouse Japan Electric Ltd., [2] Westinghouse Electric Company LLC.

# 事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発
## －新型中性子吸収材の反応度価値解析－

Development of Accident Tolerant Control Rod
- Reactivity Analysis of innovative neutron-absorbing materials -

*太田 宏一，尾形 孝成，中村 勤也
電力中央研究所

冷却材喪失などの事故時に、炉心損傷に先行して溶融、脱落することがなく、さらに炉心崩落後も燃料物質と共存し続けることで、非ボロン水を緊急注水しても再臨界の発生を防止できる新型制御棒の反応度価値を解析し、現行炉の通常運転に影響しない制御材の組成を明らかにした。

**キーワード**：事故耐性，重大事故，再臨界，希土類元素，反応度，制御棒

### 1. 緒言

軽水炉の重大事故につながる事故事象において、制御棒が挿入された炉停止後に、冷却不全の状態が長期に渡って継続すると、燃料の破損や溶融が生じる前に制御棒が溶融し、脱落すると考えられる。この時、緊急冷却措置として真水や海水を注入し、炉心燃料が冠水すると再臨界に至る懸念がある[1]。そこで、事故時にも炉心損傷に先行して溶融、脱落することなく、炉心崩落後も燃料物質と分離しない中性子吸収材として、ガドリニア($Gd_2O_3$)やユーロピア($Eu_2O_3$)等の希土類酸化物を含む事故耐性の高い制御棒（ATCR）の開発を進めている。

### 2. 新型制御材の吸湿性に対する安定化

ATCR 用の中性子吸収材として有望な希土類酸化物は、吸湿性が高く、冷却水や水蒸気と接触すると水酸化物を生成し粉体化する[2]。そこで、溶融温度が高く、燃料物質との共存性に優れたジルコニア($ZrO_2$)やハフニア($HfO_2$)を 50at.%以上の割合で混合して焼結することで、希土類酸化物の析出相が生じることを防ぎ、冷却水や水蒸気中での安定性の向上を図った。$Eu_2O_3$-x$ZrO_2$ または $Eu_2O_3$-x$HfO_2$ (x=50at.%, 67at.%)の混合焼結体を室温～100℃の水中でおよそ 1 週間静置したのち、大気中で 3 ヶ月保管したところ、いずれにおいても形状や重量に有意な変化は生じず、安定であることが確認された。

### 3. ATCR の反応度解析

ATCR 候補物質の焼結体の製造実績[3]から制御材ペレットの密度を 95%TD とした。現行の PWR および BWR 用制御棒の寸法仕様をもとに制御材ペレット-被覆管ギャップ幅を 0.1mm と暫定して ATCR の反応度価値を解析し、現行制御棒と同等の全挿入反応度が得られる制御材の組成を求めた。結果を表 1 にまとめる。解析には連続エネルギーモンテカルロコード（MVP）を用い、128 万ヒストリー/バッチ×240 バッチの計算を行い、初めの 40 バッチ分を除いて統計処理を行った。核データライブラリーには JENDL-4.0 を用いた。図 1 は同等の制御棒価値を有する ATCR と現行制御棒の全挿入反応度に対する挿入深度依存性を示している。PWR と BWR のいずれにおいても、ATCR の反応度価値は挿入深度によらず従来制御棒と非常に良く一致することがわかる。したがって、現行軽水炉における通常運転条件に影響を与えることなく ATCR が導入できる見通しが得られた。一方で PWR の場合には、$Gd_2O_3$や $Eu_2O_3$の濃度を高めた ATCR を利用することで、現行の Ag-In-Cd 合金制御棒に比べ、より高い反応度価値を確保することも可能となる。

### 4. まとめ

冷却水や水蒸気と接触した場合においても、高い安定性が期待される中性子吸収材を用いた ATCR の反応度解析を行い、現行軽水炉の通常運転に影響を与えない制御材組成を明らかにした。

### 参考文献

[1] W. B. Scott, et al., NUREG/CR-4671 (1989) [2] 足立吟也 編者「希土類の科学」科学同人
[3] 平成 27 年度 経済産業省発電用原子炉等安全対策高度化技術整備事業 安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備 成果報告書 平成 28 年 3 月

表 1 ATCR および現行制御棒の全挿入反応度の解析結果

| 制御材組成 | 全制御棒挿入反応度[%⊿k/kk'] | |
|---|---|---|
| | PWR | BWR |
| $Gd_2O_3$-67at.%$HfO_2$ [1] | -5.317±0.004 | - |
| $Eu_2O_3$-87at.%$ZrO_2$ [1] | -5.291±0.003 | - |
| $Eu_2O_3$-67at.%$HfO_2$ [2] | - | -18.616±0.008 |
| $Eu_2O_3$-50at.%$ZrO_2$ [2] | - | -18.501±0.008 |
| Ag-In-Cd | -5.299±0.004 | - |
| $B_4C$ | - | -18.568±0.008 |

1：ペレット密度=95%TD、被覆管内径=8.72mm、ギャップ幅=0.1mm
2：ペレット密度=95%TD、被覆管内径=4.2mm、ギャップ幅=0.1mm

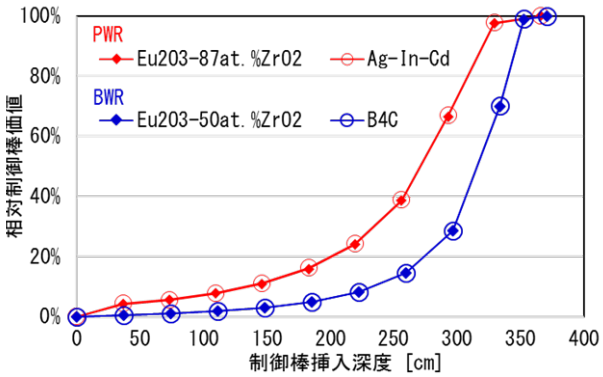



図 1 ATCR と現行制御棒の全挿入反応度に対する挿入深度依存性

*Hirokazu Ohta, Takanari Ogata and Kinya Nakamura
Central Research Institute of Electric Power Industry

# 過酷事故対応のドライウェル冷却器の開発
# （3）ドライウェル冷却器の熱流動解析

Development of Dry-well Cooler for a Severe Accident

(3) Thermal-hydraulics Analysis of Dry-well Cooler

*石田 直行[1]，長田 泰典[1]，串間 有紀子[1]，安藤 浩二[1]

[1] 日立 GE

過酷事故に対応したドライウェル冷却器（DWC：Dry-well Cooler）を開発している。DWC の除熱モデルを汎用熱流体解析コードに組み込み、配管破断時のドライウェル内の熱流動挙動の感度解析を実施した。

**キーワード：ドライウェル冷却器、過酷事故、非凝縮性ガス、熱流動解析**

## 1. 緒言

格納容器除熱手段の多様化を目的として、過酷事故対応のドライウェル冷却器（DWC）を開発している。DWC 周囲の流れ場や非凝縮性ガス濃度分布が DWC の除熱性能に影響を与える可能性があるため、汎用熱流体解析コード STAR-CCM+に DWC の除熱モデルを組み込み、三次元解析を行った。

## 2. 熱流動解析

### 2-1. 解析体系

図 1 に解析対象とした改良型沸騰水型原子炉のドライウェルと DWC の設置場所を示す（図は 1/2 対称）。上部ドライウェル、下部ドライウェルおよび容積の大きいアクセストンネルを対象とした。上部ドライウェルの 6 ヶ所に DWC を設置し、配管破断事故を想定して、配管破断位置をパラメータとした感度解析を実施した。

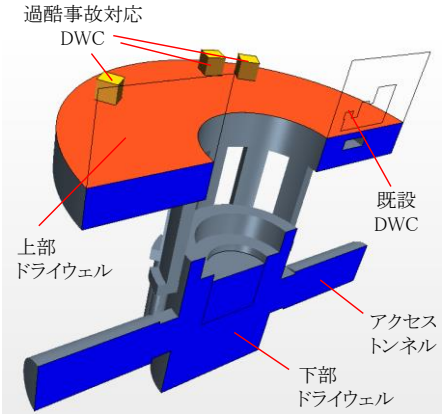



図 1　DWC 配置

### 2-2. DWC の除熱モデル

前報[1]の要素試験結果から評価した実機 DWC の除熱量を、圧力と非凝縮性ガス濃度の関数を STAR-CCM+に組み込み、計算される除熱量分の蒸気を DWC に割り当てたメッシュから除去することで DWC の挙動を模擬した。

### 2-3. 解析結果

図 2 に解析結果の一例を示す。DWC 内部での蒸気凝縮により窒素濃度は高くなり、DWC 下部で窒素濃度が高くなっていることから、周囲ガスが DWC 内部を上から下に向かって流れていることがわかる。窒素密度が蒸気よりも大きいため、DWC を通過した窒素濃度の高いガスは下部ドライウェルに移行する。感度解析で実施したすべてのケースで、DWC が設置されている上部ドライウェルの窒素濃度は、ドライウェル全体の平均値よりも低く、伝熱を阻害する窒素が DWC 周囲に偏在することはない。

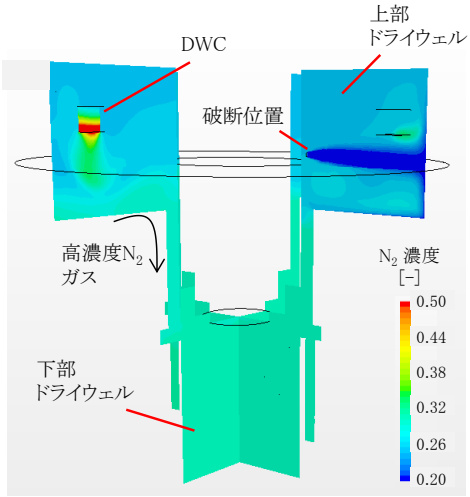



図 2　窒素濃度分布

## 3. 結論

配管破断と DWC の作動を想定したドライウェル内の三次元解析を実施し、蒸気の流入により、DWC の除熱性能を阻害するような流れや窒素の偏在が発生しないことを確認した。

**参考文献**

[1] 原子力学会 2016 年春の年会 1I10

*Naoyuki Ishida[1], Yasunori Nagata[1], Yukiko Kushima[1] and Kouji Andou[1]

[1]Hitachi GE Ltd.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 8, 2016 10:30 AM - 11:15 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 1:30 AM - 2:15 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [2E05-07] Countermeasures against Severe Accident 2

Chair: Kenichi Katono (Hitachi)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

### [2E05] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident
(6)水素処理速度に対する反応材粒径の影響

*Akira Yamada[1], Ryoma Fujihara[1], Ryoji Katsuki[1], Chikako Iwaki[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1], Masashi Tanabe[1] (1.Toshiba corporation)

---

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

### [2E06] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident
(7)反応材粒子径が反応器水素処理特性に与える影響

*Chikako Iwaki[1], Ryoma Fujihara[1], Ryoji Katsuki[1], Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1], Masashi Tanabe[1] (1.Toshiba)

---

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

### [2E07] Sophistication of the filtered containment venting system operation
(7)Relationship of a liquid property and an iodine decontamination performance

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Yoshihisa Nishi[1] (1.CRIEPI)

# シビアアクシデント時の水素処理システムの開発
# (6)水素処理速度に対する反応材粒径の影響

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident
(6) Influence of Particle Size on the Reaction Rate of Hydrogen Treatment

*山田昂[1]，藤原竜馬[1]，香月亮二[1]，岩城智香子[1]，柳生基茂[1]，岡村雅人[1]，田邊雅士[1]
[1]株式会社　東芝

シビアアクシデント直後に格納容器内に発生する大量の水素を金属酸化物で処理する水素処理システムを開発している。$MnO_2$成型体の水素処理速度を向上させるため、径を従来のφ2.0mmからφ0.2mmまで小さくし、水素処理速度への影響を評価した。φ1mm以下の$MnO_2$成型体で水素処理速度が向上することを確認した。

**キーワード：**水素処理，金属酸化物，シビアアクシデント，格納容器

## 1. 緒言

水素処理システムの開発に向けて、システムに適用可能な金属酸化物の水素処理特性を評価している。前報[1]ではφ2.0mmの球形に成型した$CuO$、$MnO_2$、$Co_3O_4$の水素処理特性について報告した。この中で$MnO_2$は、120℃における水素処理への有効性を粉末試験により確認していたが、φ2mmに成型すると期待した反応速度に至らないことが課題であった。本課題に対し、成型体の小粒径化が有効と考え、本報では、$MnO_2$成型体の粒径をパラメータとして、水素処理速度の向上を検討した。

## 2. 実験

試験条件を表1に示す。本報では、小粒径化が水素処理速度向上に資するかを確認するための予察試験と、粒径の効果を明確化するためのパラメータ試験を実施した。パラメータ試験では、予察試験に対してより反応が進みにくく水素処理速度の差が大きくなる水素濃度5vol%にて試験した。使用した試験装置構成を図1に示す。装置は連続流通式であり、水素、窒素、水蒸気の供給部、加熱器、混合器、反応部、分析部から構成される。$MnO_2$成型体を転動造粒法によって所定の粒径に成型後、反応部に充填した。その後、水素と窒素の混合ガスを流通することで試験を開始した。分析部のガスクロマトグラフ、質量分析計により反応部前後の水素濃度を測定し、以下の式により水素処理速度を評価した。

水素処理速度(g/sec/m$^3$)=

$$\frac{\text{反応前水素流量(g/sec)}-\text{反応後水素流量(g/sec)}}{\text{反応材体積(m}^3\text{)}}$$

表1　試験条件

| 試験項目 | 予察試験 | | パラメータ試験 | | |
|---|---|---|---|---|---|
| 粒径(mm) | 1.0 | 2.0 | 0.2 | 0.5 | 1.0 |
| 充填体積(cm$^3$) | 6.3 | 5.7 | 16.8 | | |
| 反応開始温度［℃］ | 120 | | 120 | | |
| 水素濃度[vol%] | 10 | | 5 | | |
| 窒素濃度[vol%] | 90 | | 95 | | |

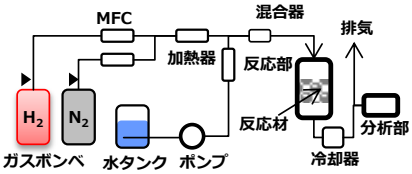


図1　試験装置構成

## 3. 結果

試験結果を図2に示す。予察試験の結果から120℃ではφ2mmで反応速度が遅くφ1mmとすることで反応が進行することを確認した。反応が確認されたφ1mm以下の粒径にてパラメータ試験を実施した。その結果、予察試験よりも水素濃度が低く反応が進みにくい環境においても反応が進行し、小粒径ほど速度が向上することを確認した。これらの結果から、小粒径化により120℃における水素処理システムの成立に見込みを得た。

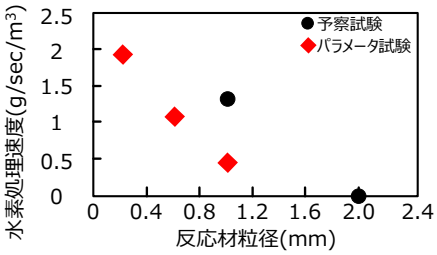


図2　水素処理速度の粒径依存性

## 4. 結言

φ1mm以下の$MnO_2$成型体で120℃の水素処理速度が向上することを確認した。今後、運転条件など水素処理システムの成立性を踏まえ、圧損などを考慮することで、水素処理システムに適用する$MnO_2$成型体の粒径を決定する。

なお、本件は経済産業省平成26年度および27年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（シビアアクシデント時の水素処理システムの開発に向けた基盤整備）の成果の一部である。

## 参考文献

[1] 2016年原子力学会（春の年会）予稿「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発(4)反応材の水素処理速度の検討」

*Akira Yamada[1], Ryoma Fujihara[1], Ryoji Katsuki, Chikako Iwaki[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1] and Masashi Tanabe[1]
[1]TOSHIBA CORPORATION.

# シビアアクシデント時の水素処理システムの開発
## （7）反応材粒子径が反応器水素処理特性に与える影響

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

(7) Diameter Influence of Reactant on Hydrogen Processing Characteristics of Reactor Unit

*岩城智香子[1]，藤原竜馬[1]，香月亮二[1]，山田昂[1]，柳生基茂[1]，岡村雅人[1]，田邊雅士[1]
[1]（株）東芝

シビアアクシデント直後に発生する大量の水素を金属酸化物で処理する水素処理システムを開発している。$MnO_2$成型体の反応速度を向上させるため、径を従来のφ2.0mmからφ0.2mmまで小さくし、反応器の水素処理性能への影響を試験した。$MnO_2$とCuOを積層させた試験により、水素処理性能向上が確認できた。

**キーワード**：水素処理，金属酸化物，シビアアクシデント，格納容器

## 1. 緒言

シビアアクシデント時の水素処理装置開発において、これまでφ2.0mmの球形に成型した金属酸化物を充填した水素反応器の水素処理特性を試験してきたが、$MnO_2$の反応速度が小さいため反応器内の温度上昇が十分でなく、継続的に水素処理できないことがわかった[1]。そこで反応速度増大を目的に、$MnO_2$成型体の粒径をφ0.2～1.0mmの範囲で小さくして反応器試験を実施し、使用する粒径を決定した。また、この粒径の$MnO_2$の上部にCuOを積層した反応器試験により、水素処理性能の向上を確認した。

## 2. 反応器特性試験

### 2-1. 試験装置および試験体

試験装置は主に、水素と窒素を所定の流量比で混合する混合器、混合ガスの予熱器、反応器試験体より構成される。反応器試験体は内径65.9mm、高さ600mmのステンレス管で、内部に$MnO_2$を充填し、粒子径をφ0.2, 0.5,1.0mmとして試験した。反応器内の流れ方向18か所に31mm間隔で挿入した熱電対で温度計測し(図1)、反応器入口・出口に水素濃度計を設置した。本試験結果から$MnO_2$の粒径を決定し、次に$MnO_2$の下流側にCuOを積層させた二層状態での水素処理性能を試験した。

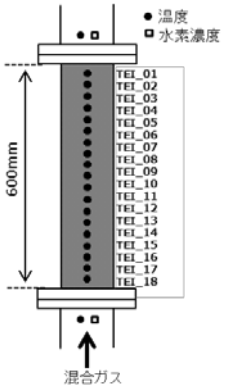



図1 反応器試験体計測

### 2-2. 試験結果

φ1.0mmの$MnO_2$を充填し、圧力0.15MPa、入口水素濃度5%で試験した結果を図2に示す。反応器内部の高温域は上流から下流に時系列で移行し、最下流まで反応が進行することが確認できた(図2)。一方、同条件でφ0.5mmの$MnO_2$で試験したところ、ガス供給後35minで温度450℃に達した。φ1.0mmでも反応が最下流まで進行すること、φ0.5mm以下では反応器が過熱し圧力損失も増大することから、反応器充填に適した粒径をφ1.0mmに決定した。次に、φ1.0mmの$MnO_2$の下流にφ2.0mmのCuOを高さ300mmづつ充填して試験した。圧力0.15MPa、入口水素濃度10%の条件で試験したところ、CuOの最下流まで反応が進行し、反応器全体の金属酸化物が有効に活用できることがわかった(図3)。また、出口水素濃度もガス供給後20min後に0vol%となり、反応器を通ることで水素が完全処理された。

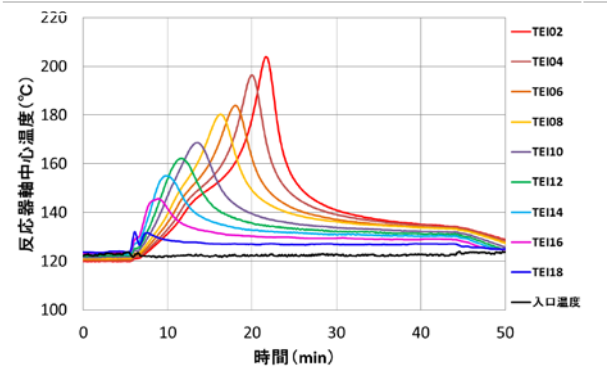



図2 反応器内温度分布変化（$MnO_2$）

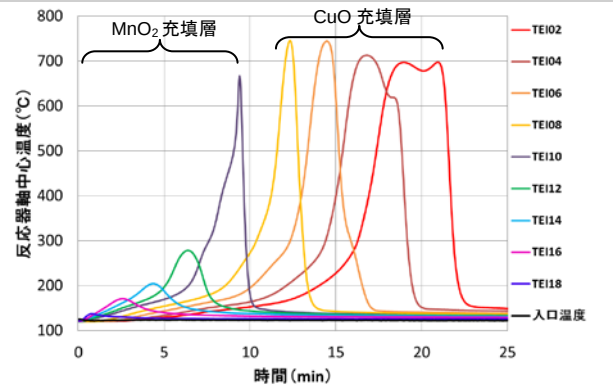



図3 反応器内温度分布変化（$MnO_2$＋CuO）

## 3. 結論

$MnO_2$成型体の従来のφ2.0mmから小さくしたところ、φ1.0mmにすれば成型体の最下流まで反応が進行することがわかった。また、φ1.0mmの$MnO_2$とφ2.0mmのCuOを積層した試験でも反応器最下流まで反応が進行し、小粒径化による反応促進が確認できた。

なお、本件は経済産業省平成27年度発電用原子炉等安全策高度化技術基盤整備事業(シビアアクシデント時の水素処理システムの開発に向けた基盤整備)の成果の一部である。

## 参考文献

[1] 2015年原子力学会（春の大会）予稿「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発(5)反応器の水素処理特性試験」

*Chikako Iwaki[1], Ryoma Fujihara[1], Ryoji Katsuki[1], Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1] and Masashi Tanabe[1]
[1]TOSHIBA Corporation

# フィルタベントシステムの運用高度化
# （7） 液性とヨウ素除染性能の関係

Sophistication of the filtered containment venting system operation

(7) Relationship of a liquid property and an iodine decontamination performance

*金井 大造[1]，古谷 正裕[1]，新井 崇洋[1]，西 義久[1]

[1]電力中央研究所

過酷事故対策として格納容器フィルタベントシステム(FCVS: Filtered Containment Venting System)の導入が進められている。FCVS の除染性能(DF: Decontamination Factor)の運用高度化を目的として、スクラバ水溶液の水素イオン濃度指数（pH）がヨウ素（$I_2$）除染性能に及ぼす影響を実験により評価した。

**キーワード**：フィルタベント，ヨウ素，除染係数，pH

**1. 緒言** FCVS は過酷事故時に格納容器内を減圧するとともに、放射性物質の外部放出量を低減させるために使用されるが、事故シナリオや運用条件に応じて DF が変化する可能性がある。FCVS を最大限活用し、放射性物質の放出量を最小とするためには、DF を精緻に把握する必要がある。FCVS によるヨウ素除去の場合、吸収液の水素イオン濃度指数（pH）が重要である。本報では、大気圧条件の実験から得られたヨウ素 DF と pH の関係を報告する。

**2. 実験方法** 試験部は内径 500 mm、高さ 8 m の鉛直円筒管であり、出口は大気開放である。キャリアガスとして空気（流量 1,000 L/min）を内径 50 mm のノズル 1 箇所から放出する。気泡微細化装置としてスタティックミキサを使用した。スクラバ液は 0.2wt%チオ硫酸ナトリウムと 0.5wt%水酸化ナトリウムの混合溶液を基準溶液とした。ヨウ素ガス注入によりスクラバ液が中和され pH は次第に低くなる。広い pH 範囲でのヨウ素 DF 評価のため、水溶液の初期濃度を基準濃度とその 1/2 濃度の 2 条件とした。ヨウ素濃度は誘導結合プラズマ質量分析計を用いて計測した。ヨウ素 DF は入口濃度(1020±409 ppm)と出口濃度から求めた。

**3. 実験結果と考察** 図 1 にヨウ素 DF に及ぼす pH の影響を示す。液位は 2.0 m である。pH13.1 から pH11 までは、ヨウ素 DF は $3\times10^5$ 付近でほぼ一定もしくは、pH 減少に伴い緩やかに低下する。この時、出口ヨウ素濃度は定量下限程度(0.05 ppm)の値であった。pH11 から pH10 の領域で DF は急激に低下し、pH10 から pH7 以下では再び緩やかに低下した。

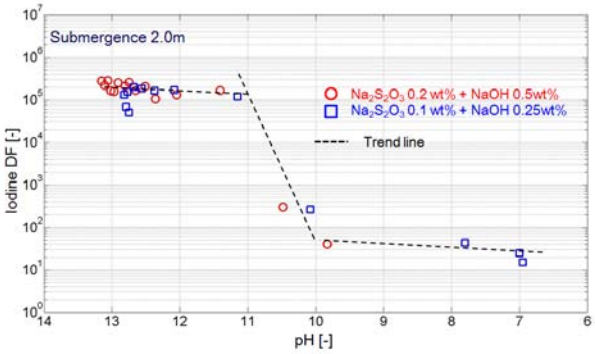



図 1． ヨウ素 DF の pH 依存性

**4. 結論** チオ硫酸ナトリウムと水酸化ナトリウムの混合水溶液の場合、pH11 以上でヨウ素 DF は $3\times10^5$ 付近でほぼ一定であり、pH 減少に伴い緩やかに低下する。FCVS でのヨウ素除染性能を発揮するためには pH を 11 以上に維持する必要があることが分かった。

---

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1] and Yoshihisa Nishi[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

本試験は平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（フィルタベントの性能評価のための技術基盤整備）の一部として行ったものである。

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 8, 2016 11:15 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 2:15 AM - 3:00 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [2E08-10] Safety Evaluation on LWR 1

Chair: Tatsuya Itoi (Univ. of Tokyo)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

### [2E08] Assessment of Defence in depth Level 4 for Ohma Nuclear Power Plant, based on SRS-46
(1)Measures to Reinforce Safety

*Kozo Miyao[1], Tetsurou Kobayashi[1], Satoshi Ishiguro[1] (1.J-POWER)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

### [2E09] Assessment of Defence in depth Level 4 for Ohma Nuclear Power Plant, based on SRS-46
(2)Assessment Method

*Masanori Ohtani[1], Motoaki Sakashita[1], Kenji Tominaga[1], Akira Yasuo[1] (1.Japan Nuclear Safety Institute)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

### [2E10] Assessment of Defence in depth Level 4 for Ohma Nuclear Power Plant, based on SRS-46
(3)Assessment Result

*Motoaki Sakashita[1], Masanori Ohtani[1], Toshihiro Kando[1], Tetsurou Kobayashi[2], Satoshi Ishiguro[2]
(1.Japan Nuclear Safety Institute, 2.J-POWER)

# 大間原子力発電所に対する SRS-46 に基づく深層防護レベル 4 の評価
# （1）安全強化対策

Assessment of Defence in Depth Level 4 for Ohma Nuclear Power Plant, based on SRS-46
(1) Measures to Reinforce Safety

*宮尾 幸三[1]，小林 哲朗[1]，石黒 智[1]
[1]電源開発

大間原子力発電所のシビアアクシデント対策に対し，更なる安全性向上に資するために，深層防護レベル 4 の評価を原子力安全推進協会が実施し，建設段階におけるプラントの留意事項を抽出した。評価に当たっては，IAEA が個別プラントの深層防護を評価するため INSAG-12[1]の個々の安全原則を目標ツリーの形で体系的に展開した SRS-46 (Safety Reports Series-46)[2]を用いた。

(1)安全強化対策では，大間原子力発電所の安全強化対策を中心としてシビアアクシデント対策について概説する。

**キーワード**：INSAG-12，SRS-46，基本安全原則，目標ツリー，深層防護，安全強化対策

## 1. 緒言

大間原子力発電所では，福島第一原子力発電所事故のみならず最新の科学的・技術的知見等も踏まえた安全強化対策を講じることとしている。その安全強化対策の新規制基準への適合性はもとより，他の客観的な評価を行い安全性向上に繋げることが重要と考え，原子力安全推進協会による SRS-46 に基づいた深層防護レベル 4 の評価を受けた。

## 2. 安全強化対策と評価対象

図 1 に大間原子力発電所の安全強化対策を示す。

安全強化対策では，地震，津波への対応強化のほか自然現象（火山，竜巻，外部火災等）に対する考慮，内部溢水対策，火災防護対策等の設計基準事故対策の強化及びシビアアクシデント対策の強化を行うこととしている。

今般の評価対象としたシビアアクシデント対策としては，緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための代替制御棒挿入機能，ほう酸水注入系，原子炉の冷却等のための代替高圧注水系，代替自動減圧系，代替低圧注水系（常設，可搬型），代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット），格納容器の破損防止のための代替原子炉格納容器スプレイ系（常設，可搬型），原子炉格納容器下部注水系（常設，可搬型），原子炉格納容器フィルタベント系，電源喪失時の電源確保のための空冷式非常用発電機，蓄電池，水源として貯水槽，その他にも静的触媒式水素結合装置，放水設備，可搬型モニタリングポスト，緊急時対策所などがある[3]。さらに，自主対策として計画している代替残留熱除去系，格納容器底部のコリウムシールド及び格納容器 pH 制御設備も評価対象とした。なお，安全強化対策の有効性及び対策手順，教育訓練，体制整備等に係る技術的能力についても評価対象とした。

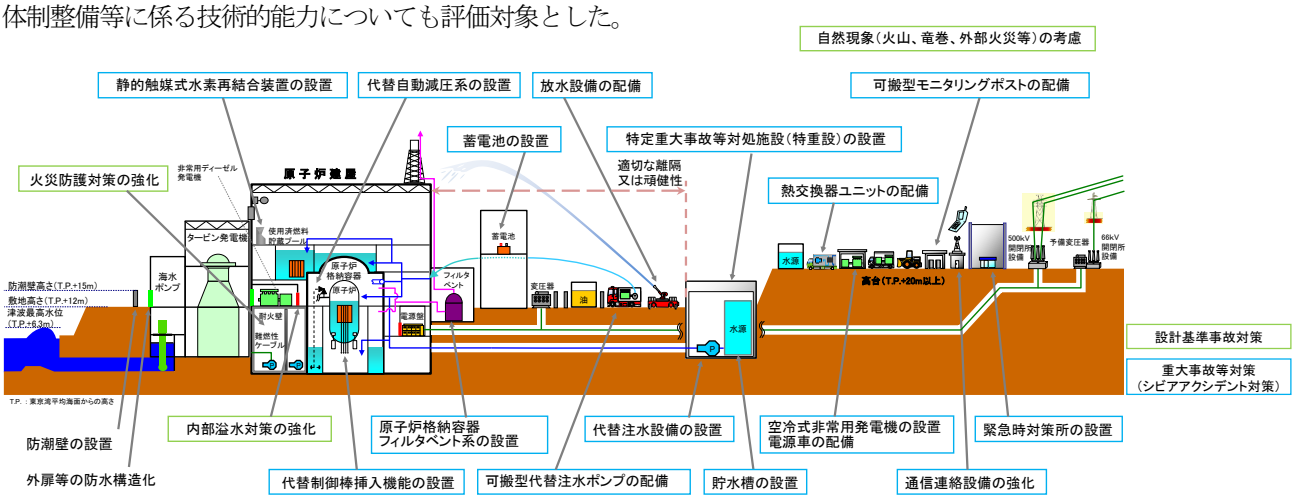



図 1　大間原子力発電所の安全強化対策

## 参考文献

[1] IAEA, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plant 75-INSAG-3 Rev.1”, INSAG-12, 1999

[2] IAEA, “Assessment of Defence in depth for Nuclear Power Plants”, Safety Reports Series No.46, Feb.2005

[3] 電源開発株式会社,「大間原子力発電所 新規制基準への適合性審査に係る申請の概要について」,第 184 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合,平成 27 年 1 月 20 日

*Kozo Miyao[1], Tetsurou Kobayashi[1] and Satoshi Ishiguro[1]
[1]J-POWER.

# 大間原子力発電所に対する SRS-46 に基づく深層防護レベル 4 の評価 （2）評価方法

Assessment of Defence in Depth Level 4 for Ohma Nuclear power Plant, based on SRS-46
(2) Assessment Method

*大谷 昌徳[1]，坂下 元昭[1]，富永 研司[1]，安尾 明[1]
[1]原子力安全推進協会

大間原子力発電所のシビアアクシデント対策に対し，更なる安全性向上に資するために，深層防護レベル４の評価を原子力安全推進協会が実施し，建設段階におけるプラントの留意事項を抽出した。評価に当たっては，IAEA が個別プラントの深層防護を評価するため INSAG-12[1] の個々の安全原則を目標ツリーの形で体系的に展開した SRS-46(Safety Reports Series-46) [2] を用いた。

(2)評価方法では，SRS-46 に基づく深層防護レベル４の評価手法について概説する。

**キーワード：**INSAG-12，SRS-46，基本安全原則，目標ツリー，深層防護，安全強化対策

## 1. 評価対象目標ツリーについて

SRS-46 においては，「止める」，「冷やす」，「閉じ込める」といった維持すべき基本的な安全機能をより詳細な機能に展開した目標ツリー（Object Tree）毎に，これに対する課題（Challenges），それらを生じさせる根源的なメカニズム（Mechanisms），これらメカニズムの発生を防止するためのプロビジョン（Provisions；対策）が示されている。プロビジョンには，設備・装置に関わるものの他，安全裕度，基準類，作業員の力量，訓練等に関わるものが含まれる。

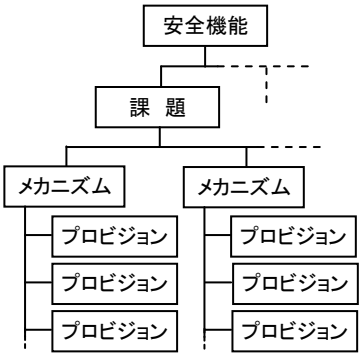



図 SRS-46 の目標ツリーの構成

SRS-46 では，目標ツリー毎に深層防護レベル 1～5 のどれに対応するのか示されており，目標ツリー全 68 項目のうち，本評価では深層防護レベル 4 について，より関連が深い 18 項目の目標ツリーを選定した。

## 2. 具体的評価方法

大間原子力発電所の対応状況が各目標ツリーに示されているメカニズムの発生防止・影響緩和のために必要なプロビジョンがあるかを検討し，今後検討すべき事項があればこれを抽出する。

大間原子力発電所の対応状況については，発電用原子炉設置変更許可申請書を含む公開資料，非公開の社内資料を用い，現時点の設計等に対して調査を行う。また，保安規定，原子力事業者防災業務計画等は，建設段階にあるため策定されていないものの，法令等に従って既設プラントと同様なものが今後作成されるとして，既設プラントで公開されている保安規定，原子力事業者防災業務計画等を参照する。

本評価においては，原子力安全推進協会は，電源開発の非公開の社内資料からも情報等を得るため電源開発と協働して状況調査等を行い，事業者から独立した立場で評価を実施することとした。

### 参考文献

[1] IAEA, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plant 75-INSAG-3 Rev.1”, INSAG-12, 1999

[2] IAEA, “Assessment of Defence in Depth for Nuclear Power Plants”, Safety Reports Series No.46, Feb.2005

---

*Masanori Ohtani[1], Motoaki Sakashita[1] , Kenji Tominaga[1] and Akira Yasuo[1]

[1]Japan Nuclear Safety Institute

# 大間原子力発電所に対する SRS-46 に基づく深層防護レベル 4 の評価 （3）評価結果

Assessment of Defence in Depth Level 4 for Ohma Nuclear power Plant, based on SRS-46
(3) Assessment Result

*坂下 元昭[1]，大谷 昌徳[1]，漢人 俊弘[1]，小林 哲朗[2]，石黒 智[2]
[1]原子力安全推進協会，[2]電源開発

大間原子力発電所のシビアアクシデント対策に対し，更なる安全性向上に資するために，深層防護レベル４の評価を原子力安全推進協会が実施し，建設段階におけるプラントの留意事項を抽出した。評価に当たっては，IAEA が個別プラントの深層防護を評価するため INSAG-12[1]の個々の安全原則を目標ツリーの形で体系的に展開した SRS-46(Safety Reports Series-46)[2] を用いた。

(3)評価結果では, 大間原子力発電所の SRS-46 に基づく深層防護レベル 4 の評価結果について概説する。

**キーワード：**INSAG-12，SRS-46，基本安全原則，目標ツリー，深層防護，安全強化対策

## 1. 評価結果

大間原子力発電所では，福島第一原子力発電所事故や最新知見を踏まえた安全強化対策として，新規制基準に対応する原子炉格納容器フィルタベント系や代替電源設備等に加えて, 自主的に格納容器 pH 制御設備等の設置を計画している。これらの安全強化対策を含めたシビアアクシデント対策に対して，SRS-46 に基づき大間原子力発電所の充足/非充足を評価した結果，各目標ツリーに対するプロビジョン充足割合は約 70～100％であった。これは, 世界的に見てシビアアクシデント対策が進んでいる欧州 BWR の充足割合（約 70～100%）とほぼ同様の傾向であった。

充足していないプロビジョンについては，そのメカニズム発生防止・影響緩和が可能な他のプロビジョンの有無及び実現性について評価を行い，更なる安全性向上のために今後対応が望ましい検討事項を抽出した。また，充足しているプロビジョンに対しても，運転開始に向けて今後計画的に整備していく設備，組織，教育・訓練等及び規程類についてリストアップを行った。

## 2. 結　論

大間原子力発電所に対して，SRS-46 に基づいて深層防護レベル 4 の評価を行った結果，世界的に見てシビアアクシデント対策が進んでいる欧州 BWR の評価結果と比較して遜色のないレベルに到達できる見通しを確認すると共に，更なる安全性向上のための検討事項を含む留意事項を抽出した。

電源開発においては，本評価を踏まえ，今後，運転開始に向けての準備を着実に実行し，継続的な安全性向上に努めることが肝要である。

### 参考文献

[1] IAEA, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plant 75-INSAG-3 Rev.1”, INSAG-12, 1999

[2] IAEA, “Assessment of Defence in Depth for Nuclear Power Plants”, Safety Reports Series No.46, Feb.2005

---

*Motoaki Sakashita[1], Masanori Ohtani[1], Toshihiro Kando[1], Tetsurou Kobayashi[2] and Satoshi Ishiguro[2]

[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]J-POWER

General Meeting

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room E
Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

**[GM2E] 「原子力安全部会」第16回全体会議**

[GM2E] General Meeting

General Meeting

# [GM2E] 「原子力安全部会」第16回全体会議

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

## [GM2E]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Safety Division

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E
Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [PL2E] Issues related to Application of Safety Goals

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

### [PL2E01] Development and Application of Nuclear Safety Goals in Japan

*Shietsu Sugawara[1] (1.CRIEPI)

### [PL2E02] Approach to Safety Goals for Engineering Systems

*Takeshi Matsuoka[1] (1.Utsunomiya Univ.)

### [PL2E03] Discussion

Chair: Kiyoharu Abe[1] (1.Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

原子力安全部会セッション「福島第一原子力発電所における今後のリスク要因とその防護策」

# (1) 安全目標の設定と活用に関するこれまでの経緯

(1) Development and Application of Nuclear Safety Goals in Japan

*菅原 慎悦

[1]電力中央研究所

## 1. はじめに

我が国では、原子力安全委員会（当時）が 2003 年に安全目標案を示したが、その規制上の位置付けは不明瞭なまま、十分に活用されてきたとは言い難い状況であった。福島原子力事故後、安全目標についての議論が再び高まりつつある現在、過去の安全目標案の策定・活用をめぐる歴史的経緯を検討することは、今後の原子力のリスク管理において安全目標を有効活用していく上で有益と考えられる。本報告では、2003 年安全目標案の検討経緯やその活用実態について、我が国における安全目標の検討に深く関わってきた関係者へのヒアリング調査をもとに考察する。特に、2003 年の安全目標案が策定時に期待されていた意図通りには活用されなかった状況を指摘し、なぜ安全目標が十分に活用されなかったのかについて、その阻害要因を考察する。なお本報告は、既報・電中研報告 Y15016 の内容をベースとしている。[1]

## 2. 安全目標活用の理想と現実

関係者へのヒアリングや、安全目標専門部会での議論を分析すると、安全目標策定に向けた議論では、立ち止まることなくリスク管理を実践し具体的なリスク低減につなげていくために、目標を活用しようとしていた意図が読みとれる。具体的には、①決定論的な規制の改善促進、②事業者・規制当局双方によるリスク評価・リスク管理の経験蓄積、③リスク評価・リスク管理に必要な研究の進展、④社会との対話、といった観点において、安全目標を積極的に活用することが期待されていた。しかし現実には、立ち止まることなくリスク管理を実践するという本来の意図に沿った形では安全目標が十分に活用されず、むしろ、現状で既に十分安全であることを示すための道具として目標が使われる例も見られた。

## 3. 安全目標の意図と現実とが乖離した要因

では、なぜ、安全目標は策定時の意図通りに活用されてこなかったのか。本報告では、その背景要因として、①原子力関係者間で安全目標の意義が十分に共有されていなかったこと、②評価手法が比較的確立されている内的事象のみのリスク評価結果を安全目標・性能目標と照らして満足し、外的事象のリスク評価・リスク管理へと踏み込む努力が損なわれたこと、③事業者が規制当局や社会から要求されたことにのみ対応して善しとする「対策主義」に陥ったこと、④社会や立地地域からの反応に対して懸念を抱いた事業者や規制関係者がリスク評価結果の公表等を躊躇したこと、を指摘する。

## 4. 適切なリスク管理の実現に向けて

効果的で整合性のとれたリスク管理を実現していく上で、安全目標の明確化とその適切な活用は非常に重要である。本報告の最後では、上に示した阻害要因を克服し、原子力界が適切に安全目標を策定・活用していくための方向性についても議論したい。

[1] 菅原慎悦・稲村智昌(2016)「我が国の原子力分野における安全目標の活用－2003 年安全目標案の背景とその実際から学ぶー」電力中央研究所研究報告 Y15016.

Shin-etsu Sugawara[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

原子力安全部会セッション「福島第一原子力発電所における今後のリスク要因とその防護策」

# (2) 工学システムにおける安全目標の考え方

(2) Approach to Safety Goals for Engineering Systems

*松岡　猛[1]

[1]宇都宮大学

## 1. はじめに

私たち市民は日々の生活のなかで種々のリスクに曝されて生活している。これらのリスクを深く考えることなく受容している場合もあれば、不安を感じながらも行政等によって定められている基準値に従っている場合もある。果たして、これらのリスクの大きさは整合性をもって合理的な水準に達成されているのであろうか。工学システムは、その時々の社会が求める最適な価値を提供しているが、高度化するにしたがい安全の確保が社会の重要な要求となり、そのためには安全のレベル、安全の目標を定める必要が出てきた。本論では日本学術会議での議論をもとに、安全目標の考え方について見解を述べる。

## 2. 日本学術会議における安全目標検討の経緯

日本学術会議では、長年、工学システムに関する安全工学の立場からの検討、安全工学シンポジウムを主催しての学協会横断での情報交換、日本学術会議からの発信等と安全に関する活動を幅広く行ってきている。工学システムに関する安全･安心・リスク検討分科会が第 20 期より設置され、各種工学システムの安全とリスクという点を念頭に検討を進めてきている。分科会の議論に基づいた報告が『学術の動向』に特集として載せた［1］。その中の「安全目標―リスクと安全・社会の安心―」の記事には各分野での安全目標の考え方の概要が記されている。第 22 期において、安全目標をさらに深く検討するため、新たに分科会内に「安全目標のガイドライン検討小委員会」を設置し、広く工学システムの各分野を比較しつつ安全目標を検討し、2014 年 9 月には報告「工学システムに対する社会の安全目標」［2］をまとめた。

第 23 期では、安全目標の基本的考え方の各分野での適応性を中心により具体的な検討を進めている。そこでは工学システムに限定することなく、より広い分野での安全目標のあり方の検討が必要との立場から、昨年 6 月には日本リスク研究学会との共催の「社会の安全目標とリスク・アプローチの役割」シンポジウムを開催、7 月には安全工学シンポジウムにおいてパネルディスカッション「安全目標」を実施、更に同じく 7 月には原子力総合シンポジウムにおいて原子力安全と安全目標の関係についての報告を行い意見交換を行った。本年 3 月には学術の動向の特集「社会における安全目標その多様な展開」［3］で総合的な報告を行った。そこでは、工学システムに限らない主要な分野の安全目標の考え方を一堂に紹介し、考え方の整理を試みている。

## 3. なぜ安全目標を提案するのか

組織や企業は、その組織目的の達成を目指しつつ、社会や生活の向上に貢献してきた。その活動の中で、多くの工学システムが開発・運用され、多くの成果を創出してきた。しかし、科学技術の発展は、工学システムの機能の向上をもたらすとともに、望ましくない大きな影響をもたらすリスクをも増加させてきた。この工学システムの持つリスクやリスクの顕在化を抑制するために、安全に関わる多くの研究開発がなされてきた。また、社会的には、安全規制に関する検討も進み、工学システムの開発・運用に関する安全向上に寄与してきた。しかし、工学システムが高度・大規模になるにつれ、安全の向上に関する検討は、再発防止という経験に基づく対応に加え、経験の無い事故をも防ぐ未然防止策を向上させることが重要となってきた。これまで、工学システムの開発・運用における規制は、社会・生産活動の多様性の中で必要条

件として提示され、また、その性格上被害の発生が明らかになったことに対して重点的に検討・作成されることが多いという特徴があった。

工学システムに関する規制・研究開発・設計製造・運営を行う者が、その活動を行う際に規制の範囲にとどまらず高い安全性を追求していくことを支援するガイドラインとして安全目標が位置づけられる。つまり、他の事業・システムの状況も参考にしつつ現状の事業・システムの状況と安全目標を比較することによって、その乖離や課題を認識し、新たな科学技術社会の創造にふさわしい安全目標を掲げ、工学システムの安全性を高めていくことができる。

**4. 安全目標検討のための前提**

工学システムは、その時代の科学技術水準の最善を尽くし種々の安全対策をとっても、それが社会に与える負の影響を 0 にすることはできない。あるリスク対策をとっても別のリスクを派生させるということもある。そのため、工学システムにおける安全目標は、科学的合理性に基づき決定するべきである。安全目標策定に関する前提を以下のように捉えた。

①安全目標は、時代と共に変化するという認識に立ち、理想的な社会状況を目指した理念的なものではなく、現代社会において実現が可能なものとする。なお、実現可能ということは、現状追認ではなく、今後の努力により技術的にも経済的にも達成可能なものという意味である。

②安全目標の設定においては、経験した事故の再発防止はもちろんのこととして、未然防止の考え方を重視する。ここでいう未然防止とは、発生の防止のみならず事象が拡大することを防ぐ概念も含む。

③安全目標は、人命に加え、社会リスク、環境汚染・破壊も考慮に入れて対象のシステムの稼働・不稼働がもたらす人・社会・環境への多様なリスクを勘案して決定すべきものである。ここでいう多様なリスクの勘案とは、多様な価値観が存在する状況下で許容できるリスクのバランスの在り方を考え、社会的合意を得るための概念である。

④製造者、運用者と利用者の責任をバランスよく考える必要がある。

**5. 安全目標の枠組み**

工学システムに関する社会の安全目標の検討に際して、各種工学システムの安全に関する実態を調査し整理を行なった。安全目標値を提案している分野、国の定めた規制値、基準値に従っている分野、明確な目標値を持たない分野等、それぞれの違いが大きいことが判明した。これらの情報を基に以下に示す項目に沿って検討を進めた。

**5-1. 安全とは**

①安全の定義：本検討では安全の定義として、「受容出来ないリスクがないこと」（ISO/IEC Guide 51）を念頭において議論を行った。この定義によれば、安全目標は受容できるリスクを明らかにすることではなく、基本的には受容できないリスクを明らかにすることとなる。

②安全の対象となる事項：生命、心身の健康（短期、長期の健康被害・傷害・障害の視点も重要）、財産、環境、情報（喪失、漏洩）、経済、物理的被害、社会的混乱、等

③安全を検討する際の事故・災害のハザード：自然現象、人的要因、機械的要因、化学的要因、システム的要因

④安全を向上するための施策：未然防止、拡大防止、回復力の向上、等

**5-2. 安全目標の要件**

①目標は、達成可能なものでなくてはならない。　☆目標は、社会的公平性を前提とするものであること。☆目標は、現状追認であってはならない。　☆目標は、マイルストーンを明確にして、達成時期を明示する。

②目標は、社会や技術の状況によって変わるものである。　☆目標は、対象・被害形態・影響の大きさ、得られる便益の大小、経済的実現性、選択肢の有無等によって変わる。　☆各工学システムの安全目標は、そのシステムの過去の実績にとどまらず、環境等の変化、潜在するリスクも考慮した将来の状況も含んだものである必要がある。

③目標の作成プロセスは、透明性・合理性がなくてはならない。　☆科学的根拠に立脚し、検証が可能であるものでなくてはならない。　☆多くの人にとり、解釈が容易で明確であること。

④目標は、各自の施策に反映できるものでなくてはならない。　☆工学システムとしての製造から廃棄までの間を通じての安全目標が必要である。　☆供給者・管理者として、施策に反映できるものであること。☆一市民の立場からの安全の判断にとっても、有意義でなくてはならない。

⑤目標は、人々に希望をもたらすものでなくてはならない。　☆将来の制度改定、技術開発、意識改革に繋がるものであること。

**5-3. 二種類の基準値**

安全目標を検討した結果、最低限満足すべきものと満足すれば無条件で許容できるものの二種類があるとの結論に至った。図１に示すような、目標値としては達成出来ない場合は許容されない基準値（A）と更なる改善を必要としない基準値（B）の二種類の基準値である。この目標の達成に関しては、工学システムの事故を未然に防いだり、事故影響の拡大を防いだりすることに加えて、避難等の対策によって対象とする被害を目標以内に抑えることも含まれる。

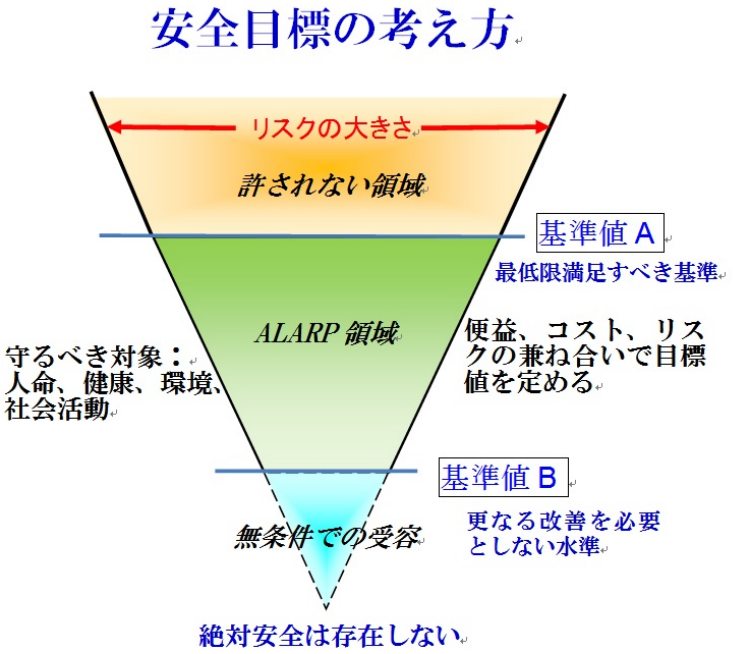



図１．　二種類の安全目標

**5-4. 対象別安全目標の考え方**

①人命を対象とした目標

人命を対象とした目標も、すべてを同一基準で考えられるわけではない。まず、その事故が、多くの人に関するものか、不特定な個人に関するものかによって、目標の考え方は異なる。さらに、1 回の事故が影響を与える人数によっても、安全目標の設定の仕方は異なる。さらに、死亡リスク以外に障害の重度等に応じた目標も別に定める必要がある。また、安全目標とリスクを比較する工学システムの単位は対象とする事故によっても異なる。例えば、化学プラント等の施設を主体とした工学システムは、1 事業所単位で考えるものであるが、自動車の交通システムのように、社会において多くの輸送体がシステムとして機能しているものや情報システムのようにネットワークとして考慮すべきものは、そのシステムの特徴を踏まえて判断すべきである。

代替システムを導入する場合は、当然ながら代替システム導入の場合のリスクとシステムを停止した場合のリスクを比較して判断する必要がある。

②社会的リスクに対する目標

社会的な影響（人的な影響も含む）が大きくなる工学システムにおいては、事故が発生した際の被害軽減対策の実効性が検証できない場合、軽減策を考慮せずに安全目標を達成することが求められる。

経済的影響が大きいリスクに対する安全目標として以下の点を考慮した。1 回の事故の影響が甚大な場合はリスクアバージョンの考えからより厳しい発生確率を設定すべきと考える。自動車事故のように 1 回の事故の影響が限定的でも事故発生の頻度が多い場合は、利便性との関係で国民の合意を得る必要がある。システムや製品の存在をなくすことが社会的に大きな影響を及ぼす場合は、そのシステムや製品が提供する機能の全体リスク最適化の視点で判断をする。経済的影響としては情報システム等が及ぼす大規模な社会基盤への影響も含めて考える。

環境的影響が大きいリスクに対する安全目標では、環境の回復が可能な場合と回復不可能な場合に分けて検討する。物理的被害の規模の大きいリスクに対する安全目標では、原因となるハザードの除去が別の大きなリスクをもたらさない限りハザードの除去を目標とすべきとした。

ハザードや対象システム・物質・プロセス等の排除が、別の大きなリスクを伴う場合は、対策により対応せざるを得ない。可能性のあるリスクを総合的に評価し、社会・生活にとって最適な対策を講じる。最適な対策とは、科学的合理性に基づき、社会の合意により決定されるべきものである。相互に比較するリスクは、その影響の種類が異なるため、数値的に一意にその最適性が定まるものではなく、その時点での社会の価値観やニーズを反映して定めることになる。

**5-5. リスク許容の判定をする際の注意事項**

①対象の製品・プロセスから恩恵を受けないステークホルダーのリスクにも注意をする。
②リスクの低減対策は、技術の可能性、対策の費用対効果を勘案して行う。
③壊滅的な被害をもたらす影響を避けることは、経済的合理性に優先する。
④リスクの算定結果が、評価に耐える品質レベルになければ、判定に使用してはいけない。
⑤リスクの低減対策は、その対策効果を明らかにする必要がある。

**6. おわりに**

工学システムのリスクと安全目標の考え方に関し種々の側面からの検討を述べた。二種類の基準値 A、B の具体的な数値については、現状での社会の受容レベル、各種基準値、規制値等を参照し、日本学術会議から提案させて頂いている。ここで述べた安全目標に関する基本的な考え方が、多様な分野で安全目標を決定する際の参考資料として活用されることを期待している。さらには、社会活動や市民生活における安全の判断にも資することになれば幸いである。

**参考文献**

[1] 学術の動向、[特集 1 ]工学システムに関する安全・安心・リスク、2009 年 9 月号、 7 頁～55 頁

[2] 日本学術会議総合工学委員会工学機械工学委員会合同工学システムに関する安全・安心・リスク検討分科会報告、工学システムに対する社会の安全目標（2014 年 9 月 17 日）

[3]学術の動向、[特集 1] 社会における安全目標その多様な展開、2016 年、3 月号、7 頁～60 頁

Takeshi Matsuoka[1]

[1]Utsunomiya University

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

# [PL2E] Issues related to Application of Safety Goals

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM  Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

## [PL2E03]Discussion

Chair: Kiyoharu Abe[1] (1.Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [2E11-14] Safety Evaluation on LWR 2

Chair: Hitoshi Muta (Tokyo City Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2E11] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.
(1)Volcanic effect asessment for the Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*MATSUDA KOSUKE[1], Shuhei Matsunaka[2], Takashi Ando[1], Manabu Watanabe[1], Tsutomu Itoh[1], Yoshihiro Ooyama[1] (1.Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 2.Tepco Systems Corporation)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2E12] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.
(2)Tornado effect assessment for the Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*takashi ando[1], Shuhei Matsunaka[2], manabu watanabe[1], Tsutomu Itoh[1], Yoshihiro Ooyama[1] (1.Tokyo Electric Power Company Holings,Inc., 2.Tepco Systems Corporation)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2E13] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.
(3)the combination of external hazards

*Manabu Watanabe[1], Shuhei Matsunaka[2], Kousuke Matsuda[1], Takashi Ando[1], Tsutomu Itoh[1], Yoshihiro Ooyama[1] (1.TEPCO Holdings, Inc., 2.Tepco Sysmstems Corporation)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2E14] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.
(4)Internal Flood analysis for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*Naoki TAKAHASHI[1], Yoshihiro OYAMA[1] (1.Nuclear Reactor Safety Engineering Group, Nuclear Asset Management Department, TEPCO)

---

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# 柏崎刈羽原子力発電所の安全評価・対策について
# （1）柏崎刈羽原子力発電所に対する火山影響評価について

Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.
(1)Volcanic effect assessment for the Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*松田　紘典[1]，松中　修平[2]，安藤　隆史[1]，渡邊　学[1]，伊藤　努[1]，大山　嘉博[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社
[2]テプコシステムズ株式会社

柏崎刈羽原子力発電所に対する影響評価として、発電所に影響を及ぼす可能性がある火山事象として、降下火砕物を抽出した。プラント運用期間中に敷地内で想定すべき降下火砕物の堆積層厚、粒径及び密度を評価した結果及び原子炉施設に対する影響評価の概要について説明する。

**キーワード：**火山

## 1. 緒言

平成 23 年 3 月 11 日の東京電力福島第一原子力発電所事故では、津波への防護対策が十分でなく複数の安全設備が同時に機能を喪失した。この反省に立ち、東京電力柏崎刈羽原子力発電所では、外部事象（自然現象及び人為事象）への防護対策を強化してきた。自然事象のうち火山については、立地評価及び影響評価の 2 段階の評価を実施した。立地評価では、地理的領域内（柏崎刈羽原子力発電所の半径 160km 圏内）の火山について、活動時期から将来の活動可能性が否定できない火山を抽出し、火砕物密度流や溶岩流といった設計対応不可能な火山事象が発電所運用期間中に影響を及ぼす可能性について評価し、火山活動のモニタリングの必要性等を検討した。影響評価では、降下火砕物や火山性土石流といった設計対応可能な火山事象の影響可能性を検討し、各火山事象のプラントへの影響を評価した。

本発表では、柏崎刈羽原子力発電所における、立地評価の概要及び発電所に影響を及ぼし得る火山事象として抽出した降下火砕物の想定される堆積層厚、粒径及び密度の評価結果並びにプラントに対する影響評価の概要について説明する。

## 2. 立地評価の概要及び想定される降下火砕物の諸条件について

柏崎刈羽原子力発電所における地理的領域内の 81 火山から、将来の活動可能性が否定できない火山として 32 火山を抽出した。抽出した火山については、発電所敷地からの距離及び噴出物の分布等から発電所運用期間中に設計対応不可能な火山事象が影響を及ぼす可能性はないと評価した。また既往最大の噴火を考慮しても発電所に影響を及ぼさないと判断できることから火山活動のモニタリングは不要とした。設計対応可能な火山事象についても、同様に評価を実施し、発電所に影響を及ぼし得る火山事象としては降下火砕物のみが抽出された。降下火砕物の想定される堆積層厚の評価にあたっては、過去の噴火規模、発電所との位置関係から「妙高山」「沼沢」「四阿山」「赤城山」「浅間山」「立山」の 6 火山を評価対象火山として抽出し、文献調査や解析コード Tephra2 による評価結果を踏まえ 35cm と設定した。想定される粒径及び密度については文献調査から、それぞれ、8mm 以下及び 1.5g/cm$^3$ と設定した。

## 3. 原子炉施設への影響評価の概要について

柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉に対する降下火砕物の影響評価として、原子炉停止、炉心冷却、使用済燃料プール冷却に必要な機能への影響を評価した。降下火砕物に対して影響を受ける可能性がある屋外設備（建屋含む）、換気空調系等の外気との接続がある設備等に対し荷重評価やフィルタの交換手順を定める等の防護対策を講じることにより、上記安全機能の多重性又は多様性に影響がないことを確認した。

---

*KOSUKE MATSUDA[1], Shuhei Matsunaka[2], Takashi Ando[1], Manabu Watanabe[1], Tsutomu Ito[1] and Yoshihiro Oyama[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]Tepco Systems Corporation

# 柏崎刈羽原子力発電所の安全評価・対策について
# （1）柏崎刈羽原子力発電所に対する竜巻影響評価について

Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants
(2)Tornado effect assessment for the Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*安藤　隆史[1]，松中　修平[2]，渡邊　学[1]，伊藤　努[1]，大山　嘉博[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社、[2]テプコシステムズ株式会社

柏崎刈羽原子力発電所が立地する地域及び竜巻発生の観点から類似の地域（以下、「竜巻検討地域」という）において、過去に発生した竜巻の規模や発生頻度等を考慮して、想定される竜巻の規模を設定するとともに、竜巻の風速場モデルとして、地面に置かれた物体への影響をよく表現できているフジタモデルを適用した場合における原子炉施設への影響について評価した。

**キーワード**：竜巻

## 1. 緒言

平成 23 年 3 月 11 日の東京電力福島第一原子力発電所事故では、津波への防護対策が十分でなく複数の安全設備が同時に機能を喪失した。この反省に立ち、東京電力柏崎刈羽原子力発電所では、外部事象（自然現象及び人為事象）への防護対策を強化してきた。自然事象のうち竜巻については、竜巻による風荷重、気圧差による荷重、飛来物による衝撃荷重を適切に設定し、原子炉施設への影響を評価する必要がある。

そのため、本発表では、これら荷重を設定する上で前提条件となる想定される竜巻の規模や、適用した竜巻の風速場モデルについて説明するとともに、プラントに対する影響評価の概要について説明する。

## 2. 想定される竜巻の規模及び風速場モデルについて

竜巻検討地域は、竜巻を発生させる親雲の発生要因（総観場）の分析や、大きな竜巻の発生要因となる環境場の形成のし易さを数値的に示すことができる突風関連指数を用いた分析（図 1）により、北海道から山陰にかけての日本海側沿岸とした。同地域における過去に発生した最大竜巻は F2（50-69m/s）であり、竜巻ハザード曲線における年超過発生確率 $10^{-5}$ における風速は F2（58.3m/s）であるが、日本海側は F スケール不明の海上竜巻が多いことに伴うデータの不確実性や、将来的な気候変動に伴う竜巻発生の不確実性を踏まえ、設計上考慮する竜巻の最大風速は F スケールを一桁上げた F3 の上限値 92m/s と設定した。

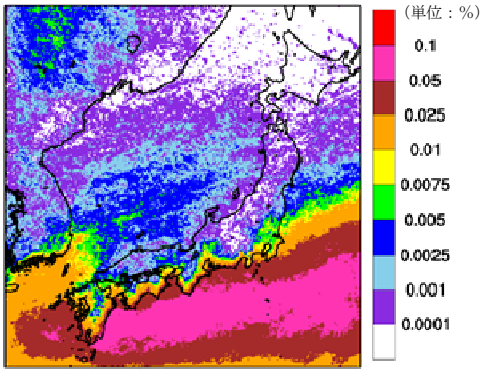


図 1　F3 規模以上を対象とした突風関連指数の同時超過頻度分布

また、風速場モデルとしては、Fujita により実観測に基づき考案されたフジタモデル DBT-77 を適用した。フジタモデルは、NRC ガイド等で採用されているランキン渦モデルとは異なり、接線風速や上昇風速に高さ依存性を有していることから、地面に置かれた物体への影響をよく表現でき、実効性の高い竜巻対策をとることが可能である。

## 3. 原子炉施設への影響評価の概要について

柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉に対する竜巻の影響評価として、原子炉停止、炉心冷却、使用済燃料プール冷却に必要な機能への影響を確認した。竜巻襲来時に風、気圧差又は飛来物の影響を受ける可能性がある屋外設備（建屋含む）、換気空調系等の外気との接続がある設備等に対し影響評価を実施し、必要に応じ防護対策や飛来物の発生防止対策を講じることにより、上記安全機能の多重性又は多様性に影響がないことを確認した。

---

*Takashi Ando[1], Shuhei matsunaka[2], Manabu Watanabe[1], Tsutomu Ito[1] and Yoshihiro Oyama[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]Tepco Systems Corporation

# 柏崎刈羽原子力発電所の安全評価・対策について
# （3）外部事象の重畳に関する検討

Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants
(3) The combination of external hazard

*渡邊　学[1]，松中　修平[2]，松田　紘典[1]，安藤　隆史[1]，伊藤　努[1]，大山　嘉博[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社、[2]株式会社テプコシステムズ

柏崎刈羽原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき外部事象の組み合わせ（重畳）の検討を実施した。組み合わせを考慮する事象数や規模について整理し、事象が単独で発生した場合の影響と比較して複数の事象が重畳することで影響が増長される組み合わせの影響について検討した。

**キーワード：**自然現象、外部事象、外部ハザード、重畳、組み合わせ、積雪、落雷、火山、地震

## 1. 緒言

平成 23 年 3 月 11 日の東京電力福島第一原子力発電所事故では、津波への防護対策が十分でなく複数の安全設備が同時に機能を喪失した。この反省に立ち、東京電力柏崎刈羽原子力発電所では、外部事象（自然現象及び人為事象）への防護対策を強化してきた。対策の検討にあたっては単独の外部事象のみならず、複数の外部事象の組み合わせによるプラントへの影響を網羅的に考慮する必要があるとともに、組み合わせが多岐にわたることから合理的に影響を評価する必要がある。本発表では、外部事象の組み合わせによる、東京電力柏崎刈羽原子力発電所のプラントへの影響の評価について報告する。

## 2. 重畳事象の選定および影響評価について

まず初めに、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず広く文献を調査することにより、検討対象とする外部事象を 85 事象同定した。これらの外部事象のうちプラントに影響を与えるほど接近した場所では発生しない事象等は評価対象から除外し、残りの 32 事象を組み合わせを考慮する外部事象として選定した。

次に、選定した外部事象をさらにプラントへの影響モード（例：津波であれば、浸水の影響、波力及び襲来物の荷重の影響など）まで細分化し、それら全ての組み合わせを影響評価の対象とした。組み合わせを考慮する事象の数は事象の発生頻度の観点から、原則として 2 つまでとした。ただし、降水のように発生頻度が高い事象については、2 事象の組み合わせの全てにさらにその事象の影響を加味することとした。また、積雪と低温のように相関性のある事象については同時に発生しているものとして影響を検討した。組み合わせを考慮した場合に単独の事象よりも影響が増長しないもの、発生する確率が低い組み合わせについては評価不要とした。自然現象同士の組み合わせについては、主事象に対しては設計基準で想定している規模を、副事象に対しては年超過発生確率 $10^{-2}$ の規模を想定した。一方、自然現象と人為事象の組み合わせについては、組み合わせの発生頻度や影響が継続する時間等の観点から影響を評価した。人為事象同士の組み合わせについては、単独の事象よりも影響が増長しないと判断した。

以上により、事象が単独で発生した場合に比べプラントへの影響が増長する外部事象の組み合わせを 27 パターン特定した。これらの組み合わせについて、プラントへの影響を詳細に評価し、原子炉停止、炉心冷却、使用済み燃料プール冷却に必要な機能に対して影響がないことを確認した。

## 3. 結論

自然現象の重畳の影響を網羅的かつ合理的に検討・評価し、原子炉停止、炉心冷却、使用済み燃料プール冷却に必要な機能に対して影響のないことを確認した。

---

*Manabu Watanabe[1], Shuhei Matsunaka[2], [1]Kosuke Matsuda, [1]Takashi Ando, [1]Tsutomu Ito and [1]Yoshihiro Oyama
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]Tepco Systems Corporation

# 柏崎刈羽原子力発電所の安全評価・対策について
# （4）内部溢水事象に対する安全評価

Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.
(4) Internal Flood analysis for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*高橋　直己[1]，大山　嘉博[1]
[1]東京電力ホールディングス（株）

本稿では，外的事象に対する柏崎刈羽原子力発電所の安全性向上に向けて実施した，内部溢水事象に対する影響評価手法及びその結果について示す。また，その評価結果を分析し，安全性を向上させるために必要となる対策について考察する。

**キーワード：内部溢水，安全評価**

## 1. はじめに

東京電力柏崎刈羽原子力発電所では，平成 23 年 3 月 11 日の東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，外的事象に対する安全性を向上させるため，様々な安全対策を講じてきた。この一環として内部溢水事象に対しても，基本的な防護方針を定め，様々な標準や基準をベースに決定論的な影響評価手法を確立し，その結果を元に必要な安全対策を実施してきている。本稿では確立した影響評価手法及びその評価結果について示す。

## 2. 内部溢水影響評価

内部溢水影響評価は，防護対象設備の抽出，溢水区画及び区画間の伝播経路の設定，溢水源の設定により，評価に必要となるプラントデータを整理した上で，溢水が発生した場合の影響範囲を算出して各溢水シナリオを定め，プラントの安全機能への影響を確認する。溢水の発生要因としては，単一的な配管の破損や消火に伴う放水，地震等自然現象に起因するものを想定する。

各溢水シナリオの影響範囲の算出においては，伝播経路による区画間の連接状況や止水処置を反映した溢水経路モデルを構築し（図 1 参照），発生した溢水による各区画の溢水水位と経路毎の伝播開始高さを比較することで区画間の伝播の有無を判定する。これを溢水の発生区画から最終的な滞留箇所まで繰り返すことで，影響範囲を算出する。

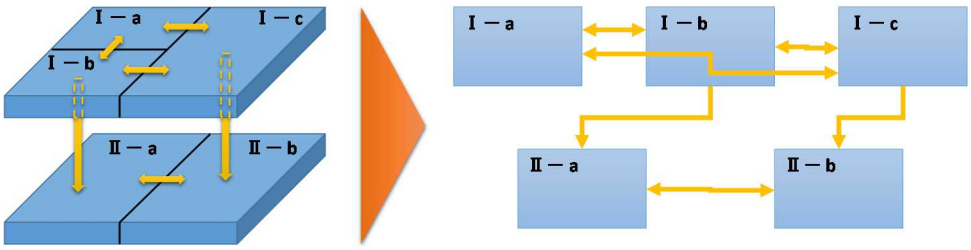



図 1　区画の連接状況と溢水経路モデルの概略図

## 3. 評価結果及び考察

2.の評価手法を用いて，柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉に対して具体的に内部溢水影響評価を実施し，原子炉の止める，冷やす，閉じ込めるに関連した安全機能，及び使用済燃料プールの給水，冷却機能への影響を確認した。評価の結果，低耐震クラス機器の耐震性確保や溢水源の撤去による溢水の発生防止対策，水密扉や貫通部止水による溢水の拡大防止対策，屋外タンクの隔離運用による影響緩和対策等を適切に組み合わせて実施することで，上記安全機能の多重性又は多様性を確保することが可能であることが確認された。

今後は，これら導入した安全対策の有効性を定量的に確認するため，確率論低安全評価(PRA)を実施していく方針である。

---

*Naoki TAKAHASHI[1], Yoshihiro OYAMA[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 8, 2016 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [2E15-18] LWR performance duirng an accident 2

Chair: Mamoru Konomura (Univ. of Fukui)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

### [2E15] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

(1)Total Plan

*Akitoshi Hotta[1], Miyuki Akiba[1], Akinobu Morita[1] (1.Regulatory Standard and Research DepartmentSecretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R))

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [2E16] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

(2)Experiment on underwater liquid melt spreading

*Miyuki Akiba[1], Akinobu Morita[1], Akitoshi Hotta[1] (1.Regulatory Standard and Research DepartmentSecretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R))

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [2E17] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

(3)Improvement of melt spread model in the JASMINE code

Ryuhei Kawabe[1], Toshinori Matsumoto[1], Tomoyuki Sugiyama[1], *Yu Maruyama[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [2E18] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

(4)Improvement of Jet Breakup Model in the JASMINE code

*Toshinori Matsumoto[1], Ryuhei Kawabe[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1.JAEA)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究
# (1)全体計画

Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

(1) Total plan

*堀田　亮年，秋葉　美幸，森田　彰伸

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

溶融炉心による原子炉圧力容器破損に先行して格納容器内注水を行う対策が国内軽水炉において採用されていることから、全体あるいは部分的に冠水したデブリベッドの形成及び冷却性を評価する解析コードを開発することを目的として実験を含む研究を進めている。

**キーワード**：重大事故、原子炉圧力容器外、先行注水、溶融炉心、デブリベッド、冷却性

**1. 緒言**　プール中に落下する溶融炉心は、一部がプール中で細粒化した後に固化し、残りが溶融状態のまま床面に到達して床面上を拡がった後に固化する等して空隙率が非均質なデブリベッドを形成する。デブリベッドの冷却性評価においては、デブリベッド形成過程とデブリベッド内の二相伝熱流動に関する複数の解析モデルを組み合わせ、デブリベッドにおいて発生する崩壊熱の除熱特性を定量的に評価する必要がある。本報告では、関連する現象の素過程の考え方、実験計画及び解析コード開発計画を紹介する。

**2. 現象分析と解析コード**　図１に示すようにデブリベッド形成に関わる現象群を、溶融炉心放出から始まり、種々のデブリベッド形成過程を経て、準静的に形態が固定されたデブリベッドに落ち着くまでの３段階に分類し、ここに個別現象を割り当てるとともに解析コードのモジュールを対応づける。現在までに、プール中の溶融物拡がりモジュール及び発熱するポーラスメディア内二相流動モジュールの開発を進めている。解析コードの開発を更に進め、複数箇所からの多段階溶融物放出への対応や、水中における溶融物の集積を伴うジェットブレークアップ、流路閉塞による再溶融等、格納容器キャビティ内デブリ冷却性に影響を及ぼす現実的な問題を扱う。

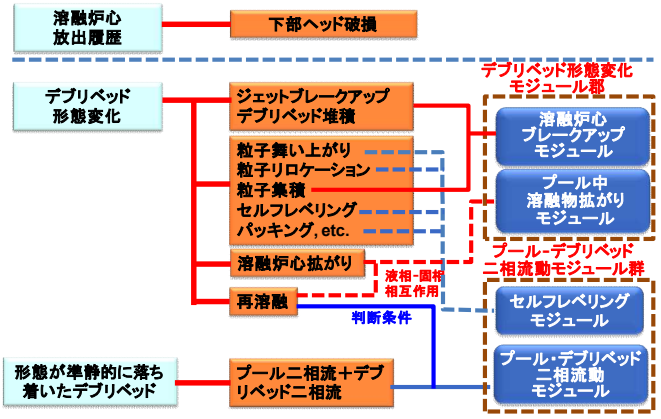



図１　デブリベッド形成現象の素過程とモジュールの対応

**3. 新たに実施する実験**　これまでに実施されたデブリ冷却実験等の調査を踏まえて、新たに実験的知見を増強すべき３項目の個別現象について、スウェーデン王立工科大学（KTH）の実験装置を用いた以下の実験を実施している。(a)DEFOR-A 装置による大口径のジェットブレークアップ実験、(b)PULiMS 装置を用いたプール内溶融物拡がり実験、(c)REMCOD 装置を用いた溶融物-デブリベッド相互作用実験。このうち、(a)及び(b)については、KTH において実績の豊富な $Bi_2O_3$-$WO_3$ の混合酸化物を用いる。REMCOD 装置は、再溶融現象の観察のために新規に製作するものであり、図２に示すように溶融金属の固化酸化物層内への浸透挙動を熱電対及び可視化を含めた計測法により観察する。現在、溶融相の濡れ性を中心に適切な試験材料の組合せを検討中である。

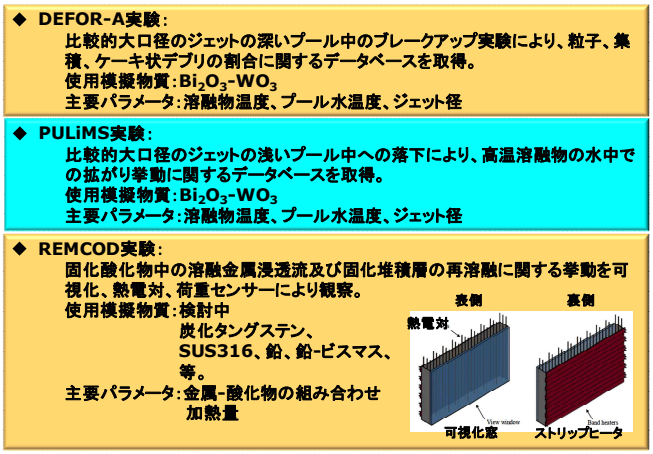



図２　デブリベッド形成に関する個別効果実験

**4. 結言**　本研究で扱う現象は原子炉圧力容器内のデブリ冷却性にも応用できることから重要度の高いものであり、こうした分野の専門家との情報交換も行いながら研究を進めていく予定である。

* Akitoshi Hotta, Miyuki Akiba, Akinobu Morita
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

# 格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究
# (2)溶融炉心の床上拡がりに関する実験

Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

(2) Experiment on underwater liquid melt spreading

*秋葉　美幸，森田　彰伸，堀田　亮年

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

プール水内におけるデブリベッド形成及び冷却性を評価可能な解析コード開発に資するデータ採取を目的とし、プール水中における溶融デブリの拡がり挙動を計測する実験計画を立案した。プール水深、サブクール、溶融デブリ過熱度等をパラメータとした実験を現在実施中である。

**キーワード**：重大事故、溶融炉心、床上拡がり、先行注水

**1. 緒言**　軽水炉の重大事故時において、キャビティへの先行注水では、プール水中に高温の溶融デブリが落下する場合には、溶融デブリは水との相互作用によって一部が細粒化し、残りは溶融状態のまま床面に堆積する。粒子化せずにキャビティプール内床面に到達した高温溶融物は床面上を拡がり、やがて除熱により溶融物表面にクラストが形成されて拡がりが停止する。この拡がり面積は、溶融物の伝熱面積を決定することからデブリの冷却において重要な因子となる。しかし、水中における高温溶融物の拡がりに関する実験データは、現在、その実験技術の困難さから数点しか存在していない[1]。そこで、本実験に関する経験を有するスウェーデン王立工科大学（KTH）の PULiMS 装置を用いる実験を計画し、水中高温溶融物の拡がり挙動に影響するパラメータ選定及びフェーズ 1 の実験条件を検討した。

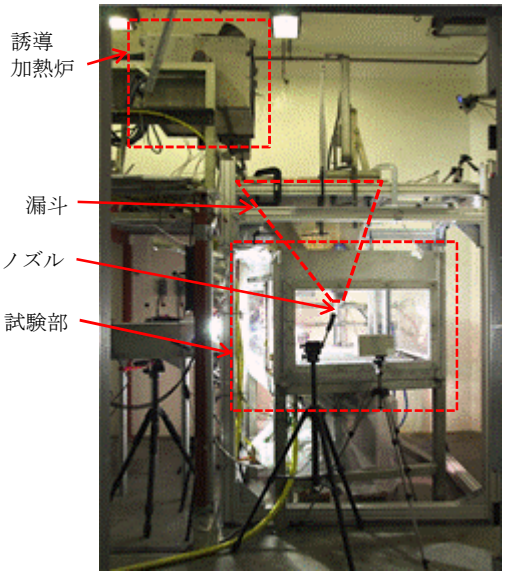
**2. 実験装置**　PULiMS 装置の外観と試験部底面の熱電対位置を図 1 に示す。装置は拡がり現象を模擬する試験部容器(幅 1m×奥行 1m×高さ 0.8m）と誘導加熱炉で構成される。試験部容器上部に設置された誘導加熱炉で模擬溶融デブリを所定の温度まで加熱し、試験部上部の漏斗へ流入させる。漏斗は下部にノズルを有しており、漏斗に所定のデブリ量が流入するまでプラグによりためる。なお、漏斗には熱電対と重量計が取り付けられており、試験部へ落下する模擬デブリ温度と流量を計測している。また、試験部は底面に、中心から 100mm 間隔の円周状に熱電対が設置され、模擬デブリの拡がり挙動及びデブリの温度変化を計測可能とする。

**3. 実験条件**　溶融デブリの拡がり挙動に大きく影響するパラメータは、既往実験データとの比較による分析を念頭にして、それぞれ表 1 のように設定した。

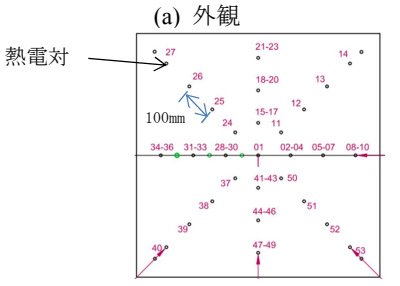
表 1　実験条件一覧

| パラメータ | 本実験 | 既往実験 |
|---|---|---|
| ジェット径 | 20 mm | 20 mm |
| プール水深 | 10, 20, 35 cm | 20 cm |
| プール水サブクール度 | 5～10 K | 20～30 K |
| デブリ材料 | $Bi_2O_3$-$WO_3$ | $Bi_2O_3$-$WO_3$, ZrO2-WO3 |
| デブリ過熱度 | ＜100 K | 70～300 K |
| 試験部底部ベースマット | ステンレス鋼（厚さ 10mm） | ステンレス鋼（厚さ 10mm） |

なお、“プール水サブクール度”は既往実験より低いが、これは固化を防ぎ、拡がり挙動を計測しやすくするためである。




(a) 外観




(b) 試験部底面の熱電対位置

図 1 PULiMS 装置

**4. 結言**　プール水内における溶融デブリ拡がり挙動を計測するために PULiMS 装置を用いた実験を計画し、実験条件を選定した。現在、パラメータを順次変えて実験実施し、デブリ拡がり挙動を計測しており、今後結果を報告する予定である。

**参考文献**　[1] A. Konovalenko et al., Experimental Results on Poring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, 2012.

*Miyuki Akiba, Akinobu Morita, Akitoshi Hotta
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

# 格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究
# （3）JASMINE コードにおける溶融炉心床上拡がり挙動モデルの改良

Study on Molten Core Coolability under Precautionary Water Injection into Containment Vessel

(3) Improvement of Melt Spread Model in the JASMINE code

川部 隆平，松本 俊慶，杉山 智之，*丸山 結

原子力機構

シビアアクシデント時の溶融炉心の格納容器床上での拡がりと冷却挙動を解析するため JASMINE コードの溶融物プールのモデルを改良し、スウェーデン王立工科大学で行われた PULiMS 実験を解析した。

**キーワード**: シビアアクシデント、JASMINE コード、格納容器内溶融炉心冷却性、溶融物の拡がり、PULiMS

## 1. 緒言

軽水炉のシビアアクシデント時に圧力容器外へ流出した溶融炉心の冷却性を評価するには、伝熱量を支配する溶融物の拡がりを正確に求める必要がある。このために格納容器床上に存在する水層に落下してきた溶融物の熱的・動的挙動を解析できる JASMINE コード[1]の溶融物プールのモデルを改良した。

## 2. 改良した解析モデル

**2-1. 仮定**：対象とする形状・現象は軸対称で近似できるとする。格納容器には水が先行注水されており、そこに落下した溶融炉心は、床面との境界及び水との境界にクラストを形成する。固相の理論密度は液相よりも大きいが、床材又は溶融物中に生じるガスを閉じ込めることにより、上面クラストは溶融物上に浮遊すると仮定する（図 1 参照）。床面は、断熱又は一定温度を保持するとする。

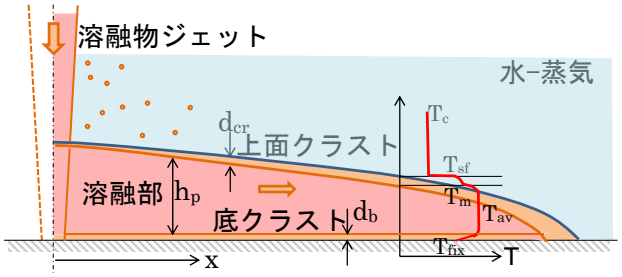



図 1　溶融物の拡がりとクラストの形成の模式図

**2-2. 計算式**：溶融物の流動は半径方向一次元浅水方程式により計算する。クラストと溶融部との境界の凹凸による流動抵抗の増加を、粗さ係数の導入により考慮できるようにした。溶融物の冷却性については、溶融物・クラスト間の対流熱伝達とクラスト内の熱伝導及びクラスト・水間の膜沸騰・核沸騰熱伝達を考慮する。

## 3. PULiMS 実験との比較

**3-1. 実験体系と手順**：比較の対象としたのはスウェーデン王立工科大学で行われた PULiMS 実験[2]である。この実験では模擬溶融物として $Bi_2O_3$-$WO_3$ 共晶混合物（融点 1143 K, 密度 6876 kg/m$^3$）を用いた。高周波加熱るつぼで溶融した模擬溶融物を、20 ㎜径の出口ノズルを有する漏斗を介して水プールに落下させた。水プールの初期深さは 200 ㎜、底は厚さ 10 ㎜のステンレス板であり、上部空間は大気に開放されている。

**3-2. 実験結果と解析結果の比較**：実験において観察された固化後の溶融物の拡がり大きさと面積を、解析による値とを比較した結果を表 1 に示す。また、実験後の固化物の縦断面写真では、上中下部の組織が明確に識別でき、上面クラストが浮遊するとした三層構造モデルが妥当であることを示した。

表 1　実験結果と解析結果の比較のまとめ

| 実験条件（溶融物量, 初期温度） | | | 実験結果（溶融物拡がり） | | 解析結果（溶融物拡がり） | | 面積の比較 解析/実験 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 番号 | 質量(kg) | 過熱度(K) | 寸法(m) | 面積(m$^2$) | 寸法(m) | 面積(m$^2$) | |
| E1 | 23.4 | 136 | 0.43 × 0.32 | 0.14 | 0.61 | 0.292 | 2.1 |
| E4 | 46.9 | 70 | 0.711 × 0.471 | 0.30 | 0.81 | 0.518 | 1.7 |
| E6 | 78.1 | 179 | 0.663 × 0.854 | 0.43 | 0.80 | 0.505 | 1.2 |

## 4. 結論

実験観察結果及び測定結果との比較から、解析では拡がり面積を過大に評価することが分かったが、改良モデルで採用した上面クラスト、溶融物、底クラストからなる三層構造モデルが妥当であることを確認した。本研究は、原子力規制庁から受託した平成 27 年度原子力施設等防災対策委託費（シビアアクシデント時格納容器内溶融炉心冷却性評価技術高度化）事業の一部である。

**参考文献**

[1] K. Moriyama, et al.(2008), JAEA-DATA/Code 2008-014

[2] A. Konovalenko, et al., NUTHOS-9, Kaohsing, Taiwan, Sep. 2012, N9P0303

Ryuhei Kawabe, Toshinori Matsumoto and Tomoyuki Sugiyama, *Yu Maruyama, JAEA

# 格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究
# (4) JASMINE コードにおけるジェットブレークアップモデルの改良

Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

(4) Improvement of Jet Breakup Model in the JASMINE code

*松本 俊慶，川部 隆平，杉山 智之，丸山 結

原子力機構

シビアアクシデント時の溶融炉心放出への対策として、格納容器下部への先行注水が検討されている。ジェット状に水中に落下する溶融炉心の冷却性評価手法の高度化のため、JASMINE コードの改良を行った。また、実験の解析を行い、高度化に必要な課題の検討を行った。

**キーワード**：シビアアクシデント，先行注水，溶融炉心冷却性，ジェットブレークアップ，JASMINE,

## 1. 緒言

水中へ落下した溶融物ジェットは水との相互作用でブレークアップ（分裂）し、粒子状デブリを放出する。水中での挙動や冷却性に影響を持つブレークアップ粒子径について、JASMINE コードの改良を行った。

## 2. JASMINE コードの改良

### 2-1. JASMINE コード

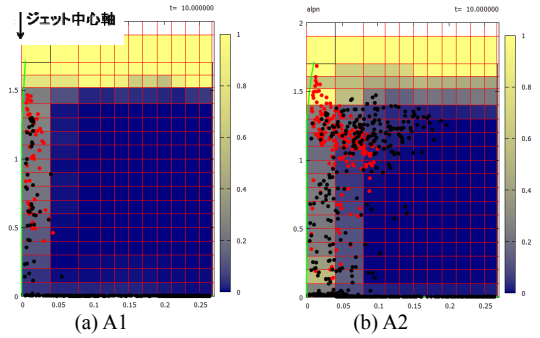
JASMINE コード[1]では 2 次元円筒座標系を扱うが、ブレークアップ粒子についてはラグランジュ型の保存式を解く。粒子は粒子群として扱われ、群内粒子は同一のパラメータを持つ。粒子群が水中に放出される条件を満たしたとき、確率分布に基づくパラメータを備えた粒子群が生成される。

### 2-2. Rosin-Rammler 分布に従う粒子径生成

過去の実験[2]における粒子径の累積質量分布をよく再現する Rosin-Rammler 分布に従う粒子群を生成するための改良を行った。

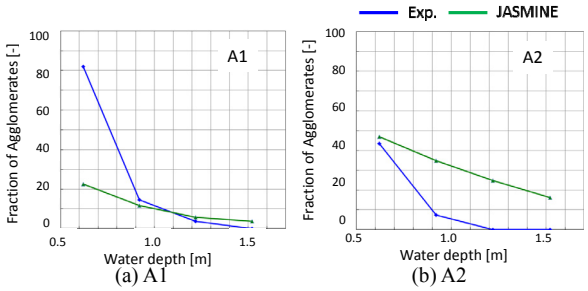
## 3. DEFOR-A 実験解析

改良したコードを用いてスウェーデン王立工科大学で行われたジェットブレークアップ実験 DEFOR-A[3]の解析を行った。実験の模擬物質は共晶混合物質 $Bi_2O_3$-$WO_3$ である。ジェット径（$D_j$:10–25[mm]）、溶融物過熱度（$T_{sup}$:78–206[K]）及び、プール水サブクール度（$T_{sub}$:7–27[K]）を主な条件として A1~A9 の 9 ケースが実施された。4 層のキャッチャーにおいてデブリの捕集が行われ、粒子径やアグロメレーション（液体粒子同士の結合）質量割合などが計測された。




(a) A1　(b) A2

図 1 ボイド率及び粒子群分布図(10 s)




(a) A1　(b) A2

図 2 キャッチャー深さでのアグロメレーション割合と液体粒子割合

### 3-1. 解析条件

計算領域は 2 次元円筒座標で模擬するために、プールの体積と深さが実験と同一になるようにプールの径を決定した。コードの制約上キャッチャーの模擬はしていない。

### 3-2. 解析結果

図 1 は A1($D_j$=10, $T_{sup}$=110, $T_{sub}$=27)と A2($D_j$=20, $T_{sup}$=103, $T_{sub}$=7)のボイド率及び粒子群の分布図である。実験の観察[3]との比較からボイドの発生や粒子の散らばりが概ね再現されていることが確認できた。図 2 はキャッチャー高さでの落下デブリのうちの液体粒子質量割合と実験でのアグロメレーション質量割合を示す。これらの 2 つの値は相関関係があると考えられるが、サブクール度の小さい（蒸気発生量が大きいと考えられる）ケースではかい離が大きくなる傾向がみられた。

## 4. 結論

改良したコードにより水プールや発生粒子の挙動は概ね実験を再現したが、蒸気の発生量が大きいケースでは、複雑になるボイドや対流の影響による挙動の再現性に課題があることがわかった。本研究は、原子力規制庁から受託した平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時格納容器内溶融炉心冷却性評価技術高度化）事業の一部である。

**参考文献**

[1] K. Moriyama, et al. (2006), Nucl. Eng. Des., 236, pp. 2010-2025, [2] K. Moriyama, et al. (2005), JAERI-Research 2005-017,
[3] P. Kudinov, et al. (2013), Nucl. Eng. Des., 263, pp. 284-295.

*Toshinori Matsumoto, Ryuhei Kawabe, Tomoyuki Sugiyama and Yu Maruyama, JAEA

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 8, 2016 4:55 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 7:55 AM - 9:30 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [2E19-24] Improvement of Safety on Spent Fuel Pool

Chair: Kenichi Kanda (CRIEPI)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2E19] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(7)Investigation for a modeling of cladding air oxidation

*Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1], Chihiro Ogawa[1], Kazuo Nakashima[2], Masayuki Tojo[2] (1.JAEA, 2.GNF-J)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2E20] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(8)Preliminary Experiment for Evaluation of CCFL Behavior at Upper Tie Plate

*Taku Nagatake[1], Wei Liu[1], Shinichiro Uesawa[1], Yasuo Koizumi[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2E21] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(9)Temperature evaluations of BWR fuels by steady-state heat transfer analyses using 3 dimensional analysis method

*Daisuke Goto[1], Masayuki Tojo[1], Kensuke Kobayashi[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1.GNF-J, 2.JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2E22] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(10)Effects on criticality due to the differences of water level between in and out of channel box of BWR fuel

*Kensuke Kobayashi[1], Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1.GNF-J, 2.JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2E23] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(11)Evaluation of Cooling Characteristics of SFP Spray and Alternative Water Injection with MAAP Code

*Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Shota Soga[1], Yoshihisa Nishi[1], Yoshiyuki Kaji[2], Yoshiyuki Nemoto[2] (1.CRIEPI, 2.JAEA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2E24] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(12)Loss of Coolant Accident Analysis by improved SAMPSON Code

*Yoshihiro Morita[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Yoshiyuki Kaji[2], Yoshiyuki Nemoto[2] (1.The Institute of Applied Energy, 2.Japan Atomic Energy Agency)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

# 使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
# (7) 被覆管の空気中酸化のモデル化検討

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(7) Investigation for a modeling of the cladding air oxidation

*根本 義之[1], 加治 芳行[1], 小川 千尋[1], 中島 一雄[2], 東條 匡志[2]
[1]原子力機構, [2]GNF-J

使用済燃料プール(SFP)の事故解析を目的とした重大事故解析コードの高度化のため、被覆管材料の空気中での酸化試験を行い、酸化モデルの構築を行った。また長尺被覆管の空気中での酸化試験と、構築した酸化モデルを用いた数値流体力学(CFD)解析の結果の比較により、酸化モデルの検討を行った。

**キーワード**：使用済み燃料プール、重大事故、燃料被覆管、空気中酸化

**1．緒言**　SFP 水位低下時の事象解析を目的とした重大事故解析コードの高度化においては、被覆管の空気中での酸化挙動のモデル化及びコードへの取り込みが必要であるが、既存の酸化モデルの多くは炉内水蒸気環境中での酸化に関するものであり、特に国内の被覆管材料に関する空気中酸化モデルはまだ無い。そのため著者らはこれらの材料の空気中酸化モデルの構築及びその検討を行った。

**2．試験方法**　ジルカロイ 2 被覆管を切断した 20mm 長の短尺試料を用いて熱天秤による約 600℃～1200℃の温度範囲における均熱条件での空気中酸化試験を行い、酸化速度定数等を求め、酸化モデルの構築を行った。また 500mm 長の長尺試料を用いて、赤外線イメージ炉を適用した装置による約 400℃～900℃の範囲での軸方向の温度勾配を与えての空気中酸化試験を行った。また長尺試料の酸化試験を軸対称でモデル化し、試験中の温度分布、空気流量等を再現しての CFD 解析を行った。その際、構築した酸化モデルを適用した酸化層成長の解析等を実施した。

**3．結果と考察**　図 1 に長尺試料に温度勾配を与えて行った 60 分間の空気中酸化試験の結果を示す。(a)には試験後の典型的な被覆管周方向の断面写真を示す。外表面は全体として緻密な酸化膜に覆われていたが、一部で酸化膜に割れが入り、その下部には多孔質な酸化層の成長が見られた。(b)には酸化試験中の被覆管軸方向の温度分布、CFD 解析での温度分布、試験後の軸方向の各位置での断面観察で測定された、酸化膜の平均厚さ、酸化層の最大深さ、また酸化膜厚さの解析値の分布を示す。特に高温部において、酸化膜厚さの解析値は測定された酸化膜平均厚さよりも大きく、酸化層の最大深さに近い値となった。酸化モデルは熱天秤で得られた短尺試料全体の重量変化データから構築したため、酸化層成長については試料全体での平均値の評価となり、多孔質層の成長についても全体の平均に含まれることになる。また短尺試料と長尺試料の酸化挙動には温度勾配の影響等によると考えられる違いが見られた。これらの結果に関する検討の詳細について講演で報告する。

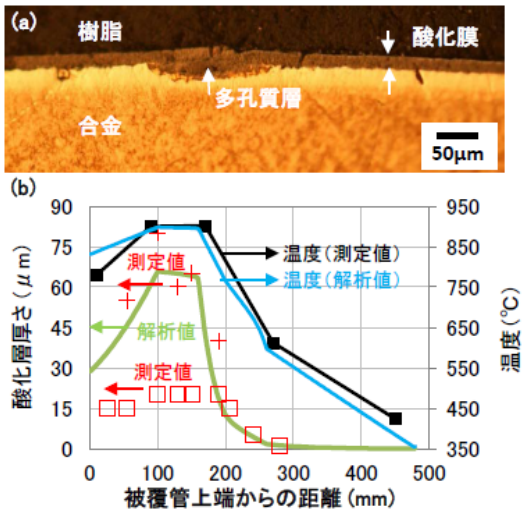



図 1　(a)酸化試験後の長尺試料の断面写真（試験中温度 850℃、上端から 55mm の位置）(b)酸化試験中の温度分布、酸化試験後の酸化層厚さ分布（□:酸化膜平均厚さの測定値、+:酸化層最大深さの測定値、—: 酸化膜厚さの解析値）

本研究は、経済産業省の「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

---

*Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1], Chihiro Ogawa[1], Kazuo Nakashima[2], Masayuki Tojo[2]
[1]JAEA, [2]GNF-J

# 使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
# （8）上部タイプレートにおける CCFL 挙動に関する予備試験

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(8) Preliminary Experiment for Evaluation of CCFL Behavior at Upper Tie Plate

永武　拓[1]，劉　維[1]，上澤　伸一郎[1]，小泉　安郎[1]，
柴田　光彦[1]，*吉田　啓之[1]，根本　義之[1]，加治　芳行[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

可搬式スプレイを用いた過酷事故時における SFP 冷却方法に関して重要となる上部タイプレートにおける気液対向流制限（CCFL）に着目し、性能評価解析コードの整備及び検証実験を実施している。本報では、予備試験体を用いて実施し、Wallis の式[1]を基に CCFL 挙動の条件評価が行えることを確認した。

**キーワード：**SFP，CCFL，スプレイ冷却

## 1. 緒言

過酷事故時における SFP 冷却方法に関して、可搬式スプレイを用いた方法が提案されており、装置の有効性確認のため冷却性能評価が必要とされている。本研究では、スプレイ冷却に対し重要となる上部タイプレートにおける気液対向流制限（CCFL）に着目し、スプレイ冷却性能評価解析コードの整備及び検証実験を実施している。本報では、予備試験体を用いて実施した CCFL 条件評価試験結果について報告する。

## 2. 実験結果

予備試験装置の概要を図 1 に示す。ブロア及びコンプレッサにより送り込まれた空気は、矩形断面のアクリル流路の内部に設置された模擬上部タイプレートを通り試験容器に放出される。試験容器内にはスプレイノズルが取り付けられており、上部から水を散布する。模擬上部タイプレート部は、流路面積の縮小を模擬しており、この部分で CCFL が発生する。本試験で用いた模擬上部タイプレートは一辺 50mm のステンレス板に直径 15mm の穴を 16 箇所均等に開けたものである。試験は上部タイプレート部での気相流速が 0.0～8.9m/s の範囲で行った。試験手順はまず下方からの空気流量を設定値に調節しスプレイを噴射する。空気及びスプレイ流量が設定値において安定したことを確認した後、落水量の測定を行った．図 2 に Wallis の式に基づき整理した気相流量及び落水流量の計測結果を示す。気相流速が 2.95m/s 以下（$j_g^{*1/2}$：0.53）以下では落下する液相流量がほぼ一定となっている。これは上部タイプレート部に到達したスプレイ水のほぼ全てが上部タイプレートを通過し下部へ落下しているためである。また気相流量を上げると、落水流量が減少する。この領域において CCFL が発生し、上部タイプレートに到達したスプレイ水の一部のみが下部へ落下する。図 2 中の傾向線はこの CCFL 領域に対応する Wallis の式を示しており、この結果より、実験定数は m=-3.50(勾配)，C=0.96(切片)となり、本試験体系において CCFL 条件は Wallis の式で整理できることを確認した。

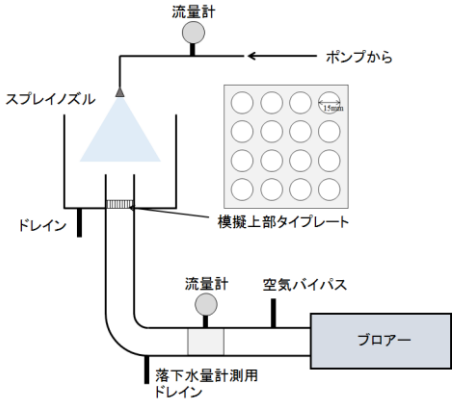



図 1　試験装置概要

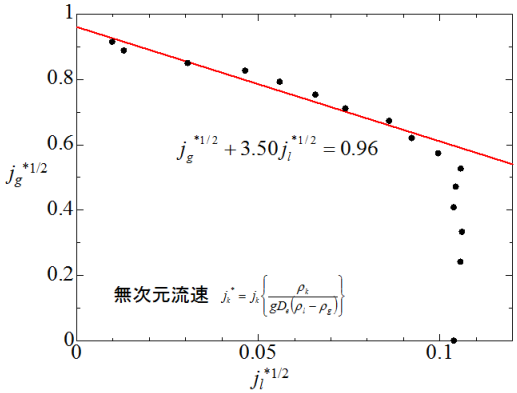



図 2　Wallis の式に基づく気液流量

## 3. 結言

SFP スプレイ冷却性能評価に関して、CCFL 条件評価を目的とした予備試験を実施した。試験により得た結果を Wallis の式に基づき整理することにより、Wallis の式により実験結果を整理できることを確認した。また実際の上部タイプレート形状に対応できる知見を得るため、今後は穴径や形状を変化させた上部タイプレートを使用した際の実験定数の評価方法確認を行う予定である。

本研究は、経済産業省の「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

**参考文献**

[1] Wallis, G. B., One Dimensional Two-Phase Flow, McGraw　Hill, New York (1969).

Taku Nagatake[1], Wei Liu[1], Shinichiro Uesawa[1], Yasuo Koizumi[1], Mitsuhiko Shibata[1], *Hiroyuki Yoshida[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
# (9) 3 次元解析手法による BWR 燃料の定常熱伝達解析手法による温度評価

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(9) Temperature evaluations of BWR fuels by three dimensional steady-state heat transfer analyses

*後藤 大輔[1]，東條 匡志[1]，小林 謙祐[1]，根本 義之[2]，加治 芳行[2]

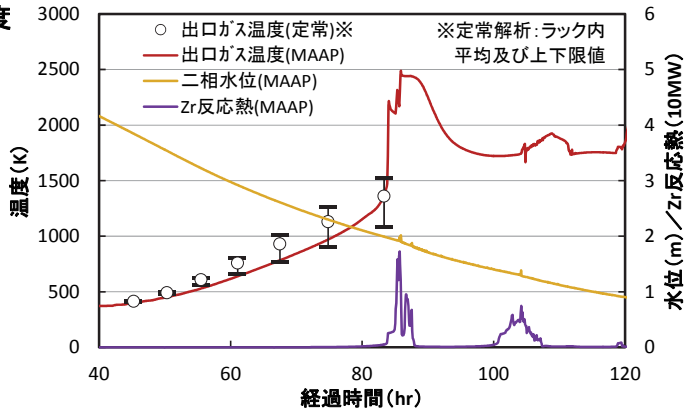
[1]GNF-J，[2]日本原子力研究開発機構

昨年報告した BWR 使用済燃料ラック体系の定常熱伝達解析手法[1]を用いて、シビアアクシデント解析手法 MAAP との比較、及び使用済燃料の配置に依存した燃料被覆管温度評価を行い、使用済燃料プール（SFP）水位低下時の燃料温度抑制に有効な配置の考え方を検討した。

**キーワード：SFP, BWR，定常熱伝達解析，燃料温度**

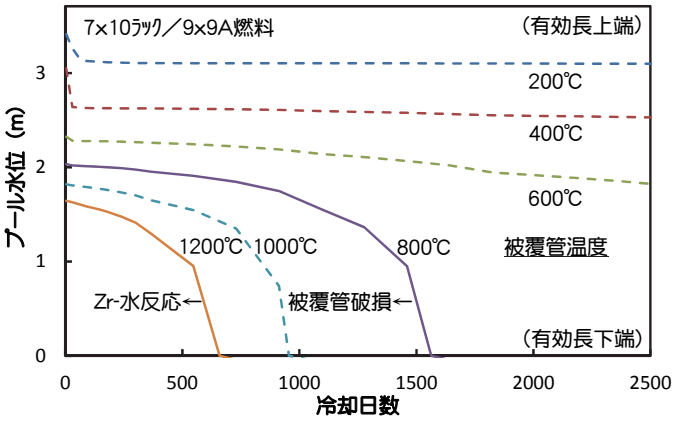
## 1. MAAP との比較

11x11 配列稠密ラックに対する SFP 水位低下事象の MAAP 解析結果から、プール内雰囲気温度を入力として定常温度解析を実施した。両者でモデル化されている解析体系は大きく異なるが、Zr 酸化反応が生じるまでの時間において、MAAP の評価温度は、定常解析によるラック内温度分布の範囲内にほぼ収まった。




## 2. 被覆管最高温度の傾向分析

7x10 及び 11x11 配列稠密ラックについて、使用済燃料の取出後冷却日数と、SFP 水位をパラメータとして、網羅的な被覆管最高温度解析を実施した。取出直後において被覆管最高温度はほぼ水位だけで決まり、急速に低下する崩壊熱にほとんど依存しない。その一方で、数年後に崩壊熱がある程度低下したところで、被覆管最高温度は急速に低下する。




このため、例えば 7x10 ラックに 9x9 燃料を装荷する場合、全ての BWR が停止してから 5 年以上が経過する現在においては、いかなる SFP 水位でも燃料温度は 800℃に達しないという結論が得られた。

## 3. 異なる冷却期間の燃料の混在配置

以上では包絡的な崩壊熱をもつ使用済燃料が装荷されている場合を仮定したが、冷却期間が異なる燃料を混在配置させることにより、崩壊熱が高い燃料の被覆管温度を効率的に抑制可能であることも示した。高崩壊熱燃料を混在させた配置方法として、代表例とされるチェッカーボード状などのほか、ラック四隅から最外周に沿って装荷してゆく配置方法は有効性が高いと考えられる。

### 参考文献

[1] 日本原子力学会「2015 年秋の大会」F03 使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究(3)崩壊熱特性と事故時の被覆管温度評価, GNF-J 後藤他

本研究は、経済産業省の「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

* Daisuke Goto[1], Masayuki Tojo[1], Kensuke Kobayashi[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

# 使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
# (10) BWR 燃料のチャンネルボックス内外の水位差が臨界に及ぼす影響評価

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(10) Effects on criticality due to the differences of water level between in and out of channel box of BWR fuel

*小林 謙祐[1]，東條 匡志[1]，後藤 大輔[1]，根本 義之[2]，加治 芳行[2]

[1]GNF-J，[2]日本原子力研究開発機構

BWR の角管ラックにおいては，部分水位となった場合，チャンネルボックス内外の水位差により，実効増倍率が大きくなる影響が指摘されている。現実的な BWR 燃料の様々な照射状態を仮定し，比較的低圧状態まで試験されているボイド相関式により，チャンネルボックス内のボイド率や内外の水位差を評価し，これらの水密度条件を考慮したモンテカルロ臨界解析により，水位差の影響を評価した。

**キーワード：SFP，臨界，水位差**

## 1. 緒言

使用済み燃料プールで用いられる SUS 角管型ラックにおいて，プール冷却機能喪失による冷却水蒸発でチャンネルボックス内外に水位差が生じ，それにより臨界リスクが増大することが報告されている[1]。本評価では，現行の使用済み燃料プールを模擬した体系で水位差による影響を評価し，その結果を報告する。

## 2. 評価方法

ウラン/MOX 燃料混在 BWR5 平衡炉心で 1 サイクル燃焼したウラン燃料を SUS 角管型ラックに格納した体系で増倍率評価を実施した。チャンネルボックス内水位及びボイド率分布は，比較的低圧状態まで試験されている修正 Zuber-Findlay 相関式[2]及び崩壊熱の軸方向分布に基づき，設定したチャンネルボックス外水位に対して導出した。図 1 にチャンネルボックス外水位が燃料有効長下端から 250cm の時のチャンネルボックス内水位とボイド率分布を示す。図 2 に様々なチャンネルボックス外水位における増倍率評価結果を示す。

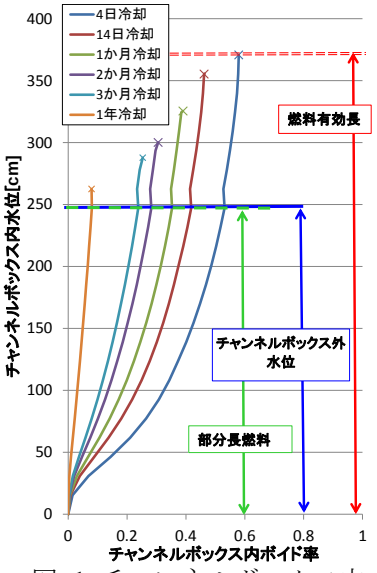



図 1 チャンネルボックス内水位とボイド率分布

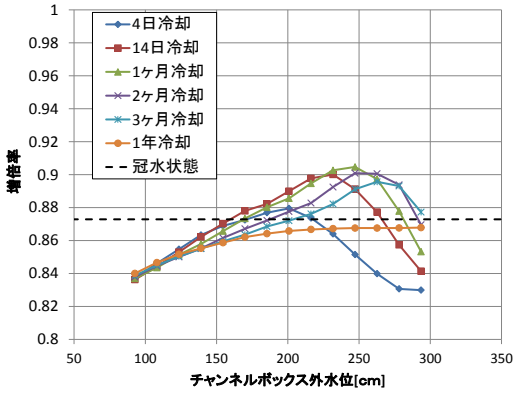



図 2 増倍率の評価結果

## 3. 結論

図 2 より，チャンネルボックス内外の水位差による影響は，通常の冠水状態に対して最大で 3%dk 程度であり，未臨界を維持できることを確認した。

## 参考文献

[1] 日本原子力学会「2014 年春の年会」O35 BWR 使用済燃料貯蔵プールの事故時の臨界性に関する安全研究[1]事故条件下での臨界評価,JNES,酒井他

[2] (株)GNF-J,「炉心核熱水力特性解析システムシステム全般」,GLR-005(平成 27 年 4 月)

本研究は、経済産業省の「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

---

* Kensuke Kobayashi[1], Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

# 使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
# （11）MAAP を用いた SFP スプレイ及び代替注水の冷却特性評価

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(11) Evaluation of Cooling Characteristics of SFP Spray and Alternative Water Injection with MAAP Code

*西村 聡[1]，佐竹 正哲[1]，曽我 昇太[1]，西 義久[1]，加治 芳行[2]，根本 義之[2]

[1]電中研，[2]原子力機構

重大事故解析コード MAAP5.03 を用い、使用済燃料貯蔵施設（SFP）における冷却機能喪失事象等を対象とした事故進展解析を実施し、スプレイ注水あるいは代替注水を実施した際の冷却特性を明らかにした。

**キーワード**：SFP，スプレイ，代替注水，MAAP

## 1. 緒言

2013 年 7 月に施行された新規制基準では、原子炉に加えて SFP を対象とした安全対策の実施とその有効性評価が要求されている。前報[1]では、MAAP5.03 を用いて SFP での冷却機能喪失事象等を対象とした事故進展解析を実施し、SFP の初期水位及び使用済燃料集合体の崩壊熱が被覆管破損時間や水素生成量に及ぼす影響を定量的に評価した。本報では、SFP の安全対策としてスプレイあるいは代替注水を実施した際の冷却効果を MAAP5.03 により評価する。

## 2. 評価対象プラント及び解析条件

評価対象は前報[1]と同様（国内 BWR プラント SFP、1100MWe 級 S 格子型燃料集合体）とした。冷却水瞬時全量喪失事象を対象としたスプレイ注水解析では、スプレイ開始時間をパラメータとし、事象開始から 5 時間後まで 6 水準を評価対象とした。冷却機能喪失と冷却水漏えいの重畳事象を対象とした代替注水解析では、注水開始時間をパラメータとし、事象開始後 17～22 時間までの間で 6 水準変化させて、被覆管破損防止が可能となる条件を調べた。

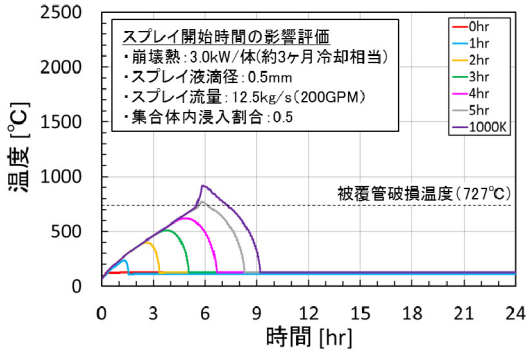



**図1 被覆管最高温度の時刻歴（スプレイ注水）**

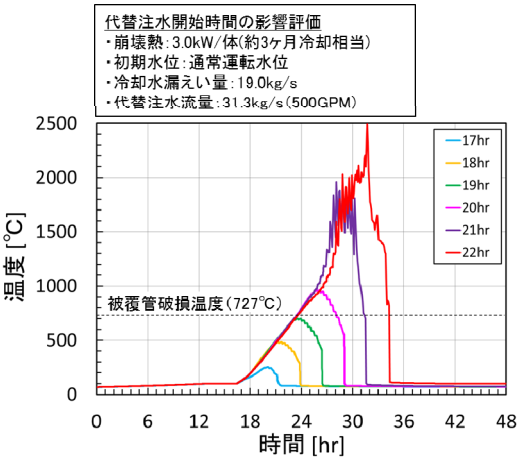



**図2 被覆管最高温度の時刻歴（代替注水）**

## 3. 結果と考察

本報で評価対象とした SFP 体系及び崩壊熱条件（3.0kW/集合体）では、事象開始から 4 時間以内に 12.5kg/s（200GPM）のスプレイ注水を開始すれば被覆管破損は回避された（図 1）。一方、事象開始から 5 時間以降にスプレイを開始するケースでは、スプレイ開始時点における被覆管温度がすでに約 700℃に達しているため、燃料棒上端から流下するスプレイ液膜によって燃料棒全体の冷却が達成される前に被覆管破損温度に至った。

冷却機能喪失と冷却水漏えい（漏えい流量 19.0kg/s）の重畳を想定した場合、プール水位は事象開始から約 15 時間で燃料有効部上端（TAF）に達するが、その後 4 時間以内に 31.3kg/s（500GPM）の代替注水を開始すれば、燃料が再冠水して被覆管の破損は回避された（図 2）。

### 参考文献

[1] 西村他、日本原子力学会「2015 年秋の大会」、F04.

本研究は、経済産業省の「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

*Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Shota Soga[1], Yoshihisa Nishi[1], Yoshiyuki Kaji[2] and Yoshiyuki Nemoto[2]
[1]CRIEPI, [2]JAEA

# 使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究

## （12）改良 SAMPSON を用いた冷却機能喪失事象解析

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(12) Loss of Coolant Accident Analysis by improved SAMPSON Code

*森田　能弘[1]，鈴木　洋明[1]，内藤　正則[1]，根本　義之[2]，加治　芳行[2]
[1]エネ総工研，[2]日本原子力研究開発機構

本研究では SAMPSON の既存のモジュールに、使用済燃料プールの冷却機能喪失事故時に特有なモデルを追加して事象の解析を進めている。本発表ではプール建屋全体のモデル化、Zr-空気酸化反応モデルの追加など、発生が想定される事象を模擬できるよう改良したコードを用いた解析結果を紹介する。

**キーワード：**使用済燃料プール、重大事故、安全性向上、SAMPSON、シミュレーション

### 1. 緒言

使用済み燃料プール(SFP)には炉心よりも多くの燃料集合体が保管されている場合があり、重大事故の発生による冷却機能の喪失時(LOCA)における SFP の事象を解析、評価することは安全性を評価する上で重要である。本研究では過酷事故解析コード SAMPSON のモジュールを改良し、SFP の LOCA 事象を想定したモデルを作成して事象の解析を行った。発表ではプール建屋全体のモデル化、SFP の LOCA 時に特有な Zr-空気酸化反応モデルの追加など、コード改良の内容を報告する。また、改良コードを用いた解析結果を紹介する。

### 2. 解析モデル

解析モデルを図 1 に示す。崩壊熱の条件としては、冷却期間 1 週間、2 週間、4 週間の燃料集合体(各 400 体×3＝1200 体)を設定した。今回の解析では燃料棒の存在する SFP 下部の他に SFP 中部及び SFP 上部をモデル化した。また、SFP 上部のブローアウトパネルから圧力差により環境への経路が生じるようにモデル化した。

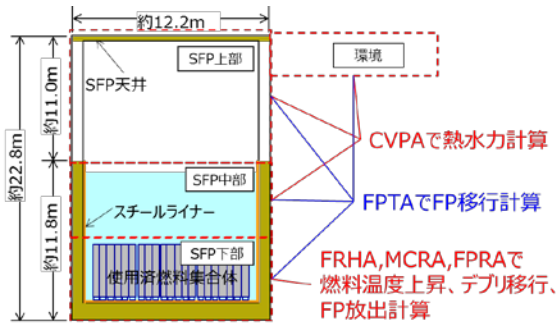



図 1 使用済み燃料プール解析モデル図

### 3. 解析結果・考察

今回の解析では事象進展を速めるため、初期水位を燃料集合体の中間の高さに設定した。その結果、燃料棒は約13500秒で溶融破損に至った。また、Zr-空気酸化反応モデルに実装した被覆管のひび割れによる酸化反応速度の挙動変化(Break-Away)が発生し、被覆管温度の急上昇を確認することができた。しかし、全体的な温度上昇の挙動が遅いことも確認された。今回の解析ではSFP中・上部のモデルが粗く温度分布が均一化され、ブローアウトパネル開放後にSFP下部により低温のガスが流れ込んでしまったと考えられる。そのためSFP中・上部について詳細なモデル化を行う必要があると考えられる。本研究は、経済産業省の「平成27年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

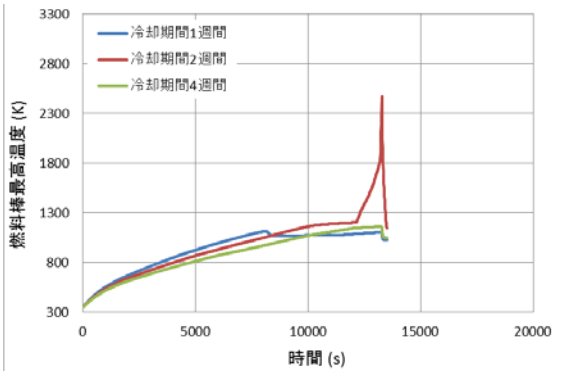



図 2　改良コードによる燃料棒被覆管最高温度

*Yoshihiro Morita[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]
[1]The Institute of Applied Energy, [2]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [2F01-05] Vitrification 4

Chair: Kenji Noshita (HGNE)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [2F01] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

Evaluation of Solubility and Diffusion Behavior of Simulated High-level Liquid Waste Components into Borosilicate Glass

Kenji Takeshita[1], *Makoto Nishikawa[1], Kota Kawai[1], Yoshio Nakano[1] (1.Tokyo Institute of Technology)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [2F02] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(13)Spectroscopic and first-principles calculation analyses of chemical forms of platinum group metals and Molybdenum in nitric acid solution

*Toshikazu Sato[1], Yuki Sawada[1], Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2], Tomoko Yoshida[3], Jun Onoe[1] (1.Nagoya university , 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Osaka city university)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [2F03] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(14)Spectroscopic analysis of adsorption properties of platinum group metals and molybdenum to ferrocyanide nanoparticles

*YUKI Sawada[1], Toshikazu Sato[1], Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Takanori Nagasaki[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2], Jun Onoe[1] (1.Nagoya University, 2.Tokyo Institute of Technology)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [2F04] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(15)First-principles calculation analysis of adsorption mechanisms of platinum group metals and molybdenum to ferrocyanide nanoparticles

*Shinta Watanabe[1], Yuki Sawada[1], Toshikazu Sato[1], Masato Nakaya[1], Jun Onoe[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2] (1.Nagoya University, 2.Tokyo Institute of Technology)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

### [2F05] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(16)Sorption Experiments in the Solution Prepared from Irradiated Fuel

*Takashi Onishi[1], Ken Sekioka[2], Mitsuo Suto[2], Kosuke Tanaka[1], Shin-ichi Koyama[1], Hideharu Takahashi[3], Yusuke Inaba[3], Miki Harigai[3], Kenji Takeshita[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection Development Company, 3.Tokyo Institute of Technology)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# ガラス固化体の高品質化・発生量低減の為の白金族元素回収プロセスの開発
# (12)模擬高レベル廃液成分のホウケイ酸ガラスへの拡散・溶解現象の評価

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

**(12)** Evaluation of Solubility and Diffusion Behavior of Simulated High-level Liquid Waste Components into Borosilicate Glass

*西川真，川合康太，竹下健二，中野義夫
東京工業大学院

白金族元素回収/ガラス固化体一括プロセスでは、白金族元素・モリブデンを回収する分離剤としてフェロシアン化アルミニウムを用いている。その結果、分離剤からアルミニウムが溶出し、高レベル放射性廃棄物に混入することが予想される。本研究では、昇温に伴う模擬高レベル廃液（sHLLW）の分解およびガラス固化現象解析の手法[1]を用い、アルミニウムを含む sHLLW について、sHLLW の熱分解反応速度解析、相変化・相挙動、熱分解反応/ガラス化反応挙動の可視化、溶融ガラス中に存在する白金族元素の分散状態の分析結果を基に、アルミニウム含有 sHLLW のガラス溶融炉におけるダイナミックスを検討した。

**キーワード：**ガラス固化体、高レベル廃液，ホウケイ酸ガラス、拡散、溶解

**1. 緒言**　sHLLW の熱分解反応、ホウケイ酸ガラスへの拡散・溶解およびガラス化反応は仮焼層内の各温度域で順次進行する．ここでは，sHLLW/$Al_2O_3$/ホウケイ酸ガラス粉末混合系の昇温に伴う熱分解反応速度解析、相変化・相挙動、熱分解反応/ガラス化反応挙動の可視化、白金族元素の分散状態の観察を行い、sHLLW ガラス固化現象における $Al_2O_3$ の影響を把握することを試みた。

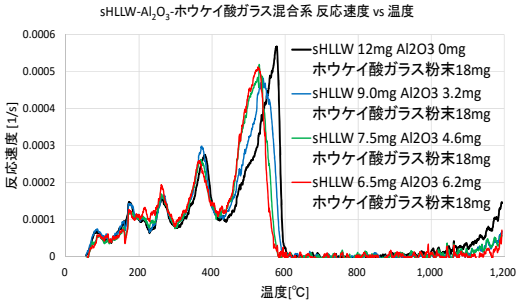



図１．sHLLW/$Al_2O_3$/ホウケイ酸ガラス粉末混合系での熱分解反応速度 vs 温度マップ

**2. 実験**　sHLLW/$Al_2O_3$/ホウケイ酸ガラス粉末混合系において、TG を用いた sHLLW の熱分解反応解析、小型炉と光学系からなる高温観察システムを用いた昇温に伴う相変化・相挙動、熱分解反応/ガラス化反応挙動のその場観察、さらに溶融ガラス相内における白金族元素の分散/凝集状態の目視観察を行った。

**3. 結果・考察**　sHLLW/$Al_2O_3$/ホウケイ酸ガラス粉末混合系の、昇温過程における熱分解反応速度解析結果を図１に、溶融ガラスの状態を図２に示す。$Al_2O_3$ の sHLLW 熱分解反応への影響は、$Al_2O_3$ の濃度が高くなると 400℃～600℃における反応温度域が低温側にシフトする（図１）。$Al_2O_3$ が多くなると、白金族元素の凝集が見られずガラス相内に分散している（図２）。このことは $Al_2O_3$ 共存よる、溶融ガラスの流動性低下によるものと推測される。

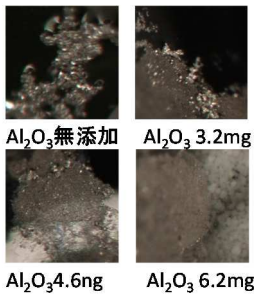



図２．白金族元素の凝集・分散状態（図中の明るい箇所：白金族凝集）

**謝辞**　本研究は文部科学省、原子力システム研究開発事業により東京工業大学が実施した研究成果の一部である。

**参考文献**

[1]西川真、川合康太、中野義夫、竹下健二、日本原子力学会 2016 年春の大会、1G04

* Makoto NISHIKAWA, Kota KAWAI, Kenji TAKESHITA, Yoshio NAKANO
Tokyo Institute of Technology

# ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発 (13) 分光実験と第一原理計算による硝酸水溶液中における白金族元素およびモリブデンの化学形態解析

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(13) Spectroscopic and first-principles calculation analyses of chemical forms of Platinum group metals and Molybdenum in nitric acid solution

*佐藤 俊和[1]，澤田 裕貴[1]，渡邊 真太[1]，中谷 真人[1]，吉野 正人[1]
稲葉 優介[2]，高橋 秀治[2]，竹下 健二[2]，吉田 朋子[3]，尾上 順[1]
[1]名古屋大学，[2]東京工業大学，[3]大阪市立大学

抄録：高レベル放射性廃液ガラス固化プロセスにおける白金族元素及びモリブデン一括回収のためのフェロシアン化物ナノ粒子の吸着特性に関する研究を行っている。本発表では，分光実験および第一原理計算解析により，硝酸水溶液中における白金族元素およびモリブデンの化学形態を調べたので報告する。

**キーワード：**白金族元素，モリブデン，第一原理計算，XAFS

**1. 緒言**：フェロシアン化物ナノ粒子(HCF)を用いて，高レベル放射性廃液(HLLW)から効率的に白金族元素PGMs (Pd, Ru, Rh)およびモリブデン(Mo)を一括回収するためには, HCF への吸着特性を調べる必要がある。また, 吸着特性には HLLW 中における PGMs および Mo の化学形態が影響する可能性が高い。そこで, HLLW と同じモル濃度の硝酸水溶液中における PGMs および Mo の化学形態を XAFS および紫外-可視(UV-Vis)吸収分光および理論計算解析したので報告する。

**2. 実験・計算**：Mo を硝酸水溶液および純水に溶解させたサンプルとルテニウム(Ru)を硝酸水溶液に溶解させたサンプルについて，XAFS 測定(KEK-PF AR NW10A)を行った。さらに，硝酸水溶液に溶解させた Ru および Mo の UV-Vis 吸収スペクトルを測定(V-630)した。理論計算では Gaussian コードを用いて，DFT 計算により安定構造を，また TDDFT 計算により理論吸収スペクトルをそれぞれ算出し，実験スペクトルと比較することで，硝酸水溶液中での化学形態を解析した。

**3. 結果**：Fig. 1 に Mo の K-edge XANES スペクトルを示す。Mo を硝酸水溶液および純水に溶解させたサンプルの吸収端位置が $MoO_3$ 粉末（Mo: 6 価, 6 配位）の吸収端位置（図中点線位置）と一致した。また，黒枠で囲んだプレエッジに着目すると，硝酸水溶液中の Mo は $MoO_3$ 粉末と，純水中の Mo は $Na_2MoO_4 \cdot 2H_2O$ 粉末（Mo: 6 価, 4 配位）とそれぞれ一致していることがわかった。以上のことから，Mo イオンの配位数は硝酸水溶液中では6配位であるのに対して純水中では4配位であることが示唆された。紙面の都合で，UV-Vis 分光および計算解析については当日報告する。

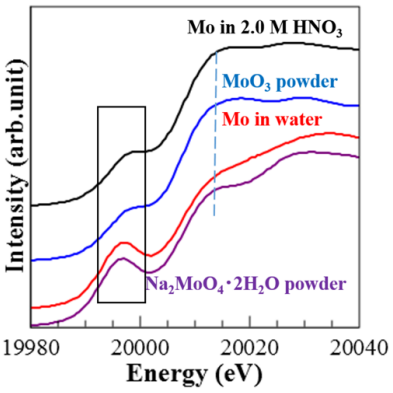



Fig.1 MoサンプルのK-edge XANESスペクトル

**4. 謝辞**：本研究は、文部科学省「原子力システム研究開発事業」の助成により行われた。

*Toshikazu Sato[1], Yuki Sawada[1], Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2], Tomoko Yoshida[3] and Jun Onoe[1]

[1]Nagoya university, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Osaka city university

# ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発 : (14)フェロシアン化物ナノ粒子への 白金族元素およびモリブデンの吸着特性の分光解析

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object: (14)Spectroscopic analysis of adsorption properties of platinum group metals and molybdenum to ferrocyanide nanoparticles

*澤田裕貴[1]，佐藤俊和[1]，渡邊真太[1]，中谷真人[1]，吉野正人[1]，長崎正雅[1]，稲葉優介[2]，
高橋秀治[2]，竹下健二[2]，尾上　順[1]
[1]名古屋大学，[2]東京工業大学

フェロシアン化物に対する白金族元素およびモリブデンの吸着機構を解明する目的で、赤外全反射分光および紫外可視分光等を用いて吸着前後のフェロシアン化物の構造特性・電子状態を解析したので報告する。

**キーワード**：フェロシアン化物、白金族元素、赤外全反射分光、紫外可視分光、吸着機構

**1. 緒言**：ガラス固化プロセスにおいて、高レベル放射性廃液 HLLW に含まれる白金族元素（Pd, Rh, Ru）がガラスメルター壁面に付着すること、モリブデン（Mo）がガラス中にイエローフェーズを形成することが問題になっている。これらの解決策として、我々のグループでは、フェロシアン化物を用いて HLLW から白金族元素および Mo を一括回収する方法を提案している。フェロシアン化物 $M_4[Fe(CN)_6]_3$ は、$Fe^{2+}$と金属イオン $M^{3+}$とが CN 基によって架橋されたジャングルジム型構造を有する有機金属骨格体の一種である。このナノ粒子に対する $M^{3+}$の吸着パターンとして、表面吸着、骨格内部への侵入、および $M^{3+}$との置換の 3 種類が考えられている。白金族元素および Mo を高効率に吸着するフェロシアン化物を設計するには、各金属イオンの吸着様式の同定とそれらを支配する電子論的因子の解明が不可欠である。そこで本研究では、プルシアンブルー（PB : $M^{3+}$=$Fe^{3+}$）に対する白金族元素および Mo、さらにセシウム（Cs）、ナトリウム（Na）の吸着前後の構造及び電子状態解析を行ったので報告する。

**2. 実験**：各金属イオンを吸着した PB について、赤外全反射分光により、CN 基の伸縮振動を測定した。また、紫外可視（UV-Vis）拡散反射分光により、Fe 金属内遷移および電荷移動（CT）遷移を測定した。さらに、粉末 XRD 測定により、構造、粒径、格子定数の評価を行った。これらの結果について、金属イオン吸着前の PB および試料作製時の吸着実験結果と比較することで構造解析を行った。

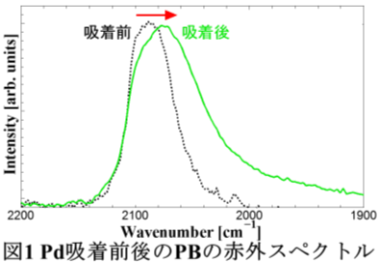


図1 Pd吸着前後のPBの赤外スペクトル

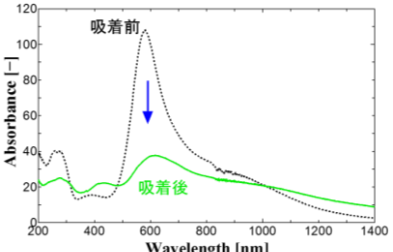


図2 Pd吸着前後のPBのUV-Visスペクトル

**3. 結果・考察**：図 1 は、Pd 吸着前後の PB の赤外スペクトルである。PB の CN 基伸縮振動のピークは、Pd 吸着により低波数側にシフトしており、半値幅も大きく広がっていることが分かる。この結果は、吸着金属がフェロシアン化物の骨格を成す Fe との置換および表面吸着をすることにより、CN 基の結合長が変化していることを示している。図 2 の UV-Vis 吸収スペクトルでは、$Fe^{2+}$－$Fe^{3+}$間 CT 遷移のピーク強度が減少したことから、Pd の吸着でフェロシアン化物骨格を形成している Fe の量が減少していることがわかった。その他構造解析を含め詳細は当日報告するが、同様の解析から Cs と Na はフェロシアン化物骨格内部の空隙に取り込まれる侵入型吸着を示し、白金族元素と Mo は主にフェロシアン化物骨格構造の $Fe^{2+}$ や $Fe^{3+}$と置換型吸着をしている結果が得られた。

**4. 謝辞**：本研究は、文科省「原子力システム研究開発事業」の助成により行われた。

*Yuki Sawada[1], Toshikazu Sato[1], Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Takanori Nagasaki[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2] and Jun Onoe[1]
[1]Nagoya University, [2]Tokyo Institute of Technology

# ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発：(15)第一原理計算によるフェロシアン化物ナノ粒子への白金族元素およびモリブデンの吸着機構の解析

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object: (15) First-principles calculation analysis of adsorption mechanisms of platinum group metals and molybdenum to ferrocyanide nanoparticles

*渡邊 真太[1]，澤田 裕貴[1]，佐藤 俊和[1]，中谷 真人[1]，
稲葉 優介[2]，高橋 秀治[2]，竹下 健二[2]，尾上 順[1]
[1]名古屋大学，[2]東京工業大学

白金族元素およびモリブデンに対して高い吸着能を有するフェロシアン化物を設計するためには、それらのイオンのフェロシアン化物への吸着機構を解明する必要がある。本研究では、白金族元素およびモリブデンのプルシアンブルーへの吸着機構について、第一原理計算による理論解析を報告する。

**キーワード：**フェロシアン化物，白金族元素，第一原理計算，吸着機構

**1. 緒言:** 我々のグループでは、フェロシアン化物ナノ粒子を用いて、ガラス固化プロセスの前段階で高レベル放射性廃液から白金族元素(PGMs)およびモリブデン(Mo)を一括回収する取り組みを行っている。効率的な PGMs，Mo の回収のためには、それらの元素のフェロシアン化物ナノ粒子への吸着機構を解明する必要がある。本研究では、フェロシアン化物として代表的なプルシアンブルー(PB)を取り上げ、第一原理計算により PGMs および Mo の吸着前後の PB の構造・電子状態特性を比較解析したので報告する。

**2. 計算:** 第一原理バンド計算(CASTEP)を用いて、PGMs および Mo の吸着前後の PB の構造を最適化した後、状態密度(DOS)および理論吸収スペクトルを算出した。この際、ウルトラソフト疑ポテンシャルを用い、交換相関汎関数($V_{XC}$)として一般化勾配近似（PBE）を適用した。また、Gaussian09 を用いたクラスター法により、吸着構造を仮定して、理論 IR スペクトルを算出した。この際、$V_{XC}$ にはハイブリッド汎関数(B3LYP)を、基底関数には def2-TZVP をそれぞれ用いた。

**3. 結果・考察:** 図 1 に $Fe[Fe(CN)_6]^-$，$Fe[Pd(CN)_6]^-$，$Pd[Fe(CN)_6]^{2-}$ の理論吸収スペクトルを示す。Pd が 2 価 Fe サイトを置換した場合は赤外領域に吸収が観測され、3 価 Fe サイトを置換した場合は可視領域に吸収が観測されている。実験吸収スペクトルでは、Pd 吸着により新たに赤外領域に吸収の裾を観測していることから、Pd は主に PB 骨格の 2 価 Fe サイトを置換して吸着していると考えられる。

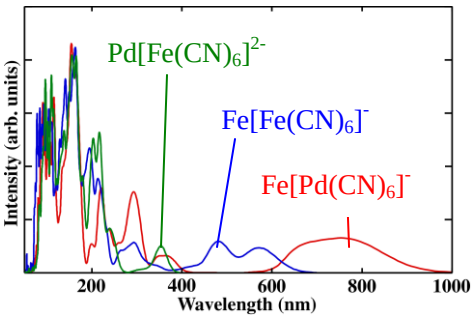



図 1. $Fe[Fe(CN)_6]^-$，$Fe[Pd(CN)_6]^-$ および $Pd[Fe(CN)_6]^{2-}$ の理論吸収スペクトル

**謝辞:** 本研究は、文科省「原子力システム研究開発事業」の助成により行われた。また, CASTEP を用いた理論計算は名古屋大学 VBL「ナノ構造設計システム」を利用して行われた。

---

*Shinta Watanabe[1], Yuki Sawada[1], Toshikazu Sato[1], Masato Nakaya[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2] and Jun Onoe[1]

[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Institute of Technology

# ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発
# （16）照射済燃料溶解液中における収着試験

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(16) Sorption experiments in the solution prepared from irradiated fuel solution

*大西 貴士[1]，関岡 健[2]，須藤 光雄[2]，田中 康介[1]，小山 真一[1]，
高橋 秀治[3]，稲葉 優介[3]，針貝 美樹[3]，竹下 健二[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社，[3]東京工業大学

照射済燃料溶解液中に含まれる白金族元素（Ru, Rh, Pd）およびMoを対象として、フェロシアン化アルミニウムを用いた収着試験を実施し、PdおよびMoを比較的高い割合で収着することを明らかにした。

**キーワード**：白金族元素，モリブデン，一括回収，フェロシアン化物

**1. 緒言**　高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素(Ru, Rh, Pd)およびMoを選択的に除去し、ガラス固化製造プロセスのより効率的に運転することを目的として、本研究グループではRu, Rh, PdおよびMoを一括回収するためにフェロシアン化アルミニウム(AlHCF)を合成し、収着特性を評価している[1]。白金族元素を一括回収するための他の収着剤を用いたホット試験において、白金族元素とともにAmが収着したことが報告されている[2]。Amが収着すると、運転時に発生する二次廃棄物にα核種が混入することになり、処理処分方策を検討するうえで問題となる。そこで、本収着剤に対しても照射済燃料溶解液を用いたホット試験を実施し、Amを含む放射性核種共存下におけるRu, Rh, Pd, MoおよびAmの収着特性を調べた。

**2. 実験**　高速実験炉「常陽」で照射したMOX燃料(119 GWd/t)を硝酸に溶解後、UおよびPuを陰イオン交換法により除去した溶液を収着試験に供した。硝酸濃度 1.5 M、液相 5 mL、固相(AlHCF) 20 mgの条件下で1時間振とう後、固液分離操作を行って得た溶液と、振とう前の溶液の各核種の濃度をα線計測、γ線計測およびICP-MSにより測定し、収着率を評価した。

**3. 結果**　ホット試験に供した溶液中においてα線測定およびγ線測定により、$^{137}$Cs, $^{154}$Eu, $^{155}$Eu, $^{241}$Am, $^{242,243,244}$Cmが検出された。放射性核種のうち比較的含有量の多かった$^{137}$Cs, $^{154}$Eu $^{241}$Amおよび収着対象である$^{95}$Mo, $^{101}$Ru, $^{103}$Rh, $^{105}$Pdの濃度と収着率を表1に示す。本試験の結果、$^{241}$AmはAlHCFに収着されないことを確認した。一般にAmと希土類元素は溶液中で類似した収着挙動を示すことが知られており、AlHCFに対してもAmとEuを含む希土類元素がともに収着されないことを確認した。一括回収の対象であるMo, Ru, RhおよびPdのうち、MoおよびPdについては本試験条件下において比較的高い割合でAlHCFに収着されることを確認した。以上より、本試験条件下において、Mo および Pd を高い割合で回収しつつ、Amが収着されないことを確認した。今後、プロセスにおける白金族元素回収条件の最適化をはかり、RuおよびRhの収着率の向上を目指す。

表1 ホット試験時における各核種の濃度および収着率

| | $^{95}$Mo | $^{101}$Ru | $^{103}$Rh | $^{105}$Pd | $^{137}$Cs | $^{154}$Eu | $^{241}$Am |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 濃度（μg/L） | 2.3.E+02 | 3.2.E+00 | 2.5.E+01 | 4.6.E+00 | 6.7.E+02 | 2.1.E+00 | 3.3.E+03 |
| 収着率（%） | 83 | 8 | 6 | 96 | 62 | * | * |

＊収着せず

※ 本研究の一部は平成27年度文科省「原子力システム開発事業」の助成により行われた。

**参考文献**　[1] 竹下ほか、日本原子力学会2015年秋の大会 E21～E26. [2] T. Onishi et al., J. ION EXCH., 2014.

*Takashi Onishi[1], Ken Sekioka[2], Mitsuo Suto[2], Kosuke Tanaka[1], Shin-ichi Koyama[1], Yusuke Inaba[3], Hideharu Takahashi[3], Miki Harigai[3], Kenji Takeshita[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company, [3]Tokyo institute of Technology

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Thu. Sep 8, 2016 10:50 AM - 12:10 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 1:50 AM - 3:10 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [2F06-10] Volume reduction and Solidification

Chair: Kuniyoshi Hoshino (HGNE)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

### [2F06] Volume Reduction of Incombustible Waste using Subcritical Water and Analysis of the Poducts

*Shoichi Tsutsumida[1], Wataru Sugiyama[2], Masanobu Nogami[1] (1.Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University, 2.Atomic Energy Research Institute, Kindai University)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

### [2F07] Effect of retardants addition of the low-level radioactive liquid waste solidification using Mg cement

*Taiki Yamanaka[1], Tsuyoshi Arai[2], Huminori Sato[3], Junji Kojima[3] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

### [2F08] Geopolymer Solidification of Soluble Fly Ash

(1)Characterization Study of Geopolymer

*Yasuhiro Suzuki[1], Takahiro Kikuchi[1], Yasutomi Morimoto[1], Masaki Takaoka[2], Yasuyuki Ishida[3], Takao Ichimura[3], Tsutomu Suzuki[3] (1.JGC, 2.Kyoto Univ., 3.Taiheiyo Cement)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

### [2F09] Study on Solidification Technique for Secondary Waste Produced from Contaminated Water Treatment

(2)Investigation into Mix Proportions of Geopolymer

*Kanae Matsuyama[1], Hirofumi Okabe[1], Masaaki Kaneko[1] (1.Toshiba Corporation)

11:50 AM - 12:05 PM JST | 2:50 AM - 3:05 AM UTC

### [2F10] Encapsulation study of secondary waste stream generated from treatment of contaminated water using the Geopolymer.

(1)Encapsulation study of imitation sludge

*Kimihiro Onozaki[1], Junya Sato[2,3], Shinji Suzuki[2,3], Jun Kato[2,3], Tetsuro Sakakibara[2,3], Osamu Nakazawa[2,3], Yoshihiro Meguro[2,3], Hisashi Mikami[1], Milena Prazska[4], Marcela Blazsekova[4] (1.Fuji Electric, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 4.Amec Foster Wheeler)

12:05 PM - 12:10 PM JST | 3:05 AM - 3:10 AM UTC

Time reserved for Chair

# 亜臨界水による難燃性廃棄物の減容と生成物の分析

Volume Reduction of Incombustible Waste using Subcritical Water and Analysis of the Products

*堤田 正一[1]，杉山 亘[2]，野上 雅伸[1]

[1]近畿大学大学院総合理工学研究科，[2]近畿大学原子力研究所

添加物を含まない亜臨界水を利用して、原子力発電所等で発生した低レベル難燃性廃棄物処理の減容処理を試みた。難燃性廃棄物の例として、ゴム手袋を模擬した。ゴム手袋の主成分であるラテックスを用い実験を実施した結果、高い重量減少率と液体油分転化率を得た。

**キーワード：**亜臨界水，難燃性廃棄物，減容処理，液体油分

## 1. 緒言

原子力発電所及び放射性物質取扱施設等で発生した低レベル難燃性廃棄物の増加が懸念されている。現在、原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物については埋設処分を行っているものの、この方法では、さらなる埋設地の造成が必要となる。水の臨界点に比べ、低い温度と圧力を有する亜臨界水は、有機化合物に対し高い分解（減容）能力がある。このような背景に基づき、本研究では亜臨界水による難燃性廃棄物分解の例として、ゴム手袋の主成分のラテックスの分解の基本的な適応性について研究を行った。

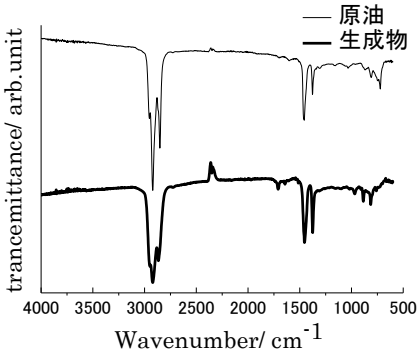
## 2. 実験

蒸留水とラテックスを、10 $cm^3$ のハステロイ C-276 製バッチ式超臨界水反応容器内部に封入した。反応容器を 370℃, 内部圧力約 20 MPa とし、5 分間保持した。反応容器を室温まで放冷後、開封した。開封後、反応容器内部の液面に液体油分を確認した。反応容器内容物をクロロホルムで回収した。回収した固体，水相，油相から、重量減少率と油分転化率を算出した。また、生成物（液体油分）を分析した。

## 3. 結果と考察

全てのラテックス投入量（200, 300, 400, 500 mg）において、99%の高い重量減少率であった。また、油分転化率はラテックス投入量それぞれについて、77, 80, 83, 86%となる質量依存性を確認した。液体油分が生成された原因として、反応容器の主成分である Ni の触媒反応により、ラテックスに蒸留水由来の水素が付加したためと考察した。

原油と生成物（液体油分）の IR スペクトルを第 1 図に示す。いずれも同じ波長でピークが確認したことから、生成物（液体油分）は原油と類似の成分であることが示唆された。しかし、生成物にのみ、1700 $cm^{-1}$ 付近でカルボキシル基のピークが見られた。ラテックスは酸素原子が含まれていない物質であることから、生成物（液体油分）はラテックスの酸化生成物であると考えた。今後、さらなる解明の研究を実施する予定である。




第 1 図　原油及び生成物の IR スペクトル

*Shoichi Tsutsumida[1], Wataru Sugiyama[2], Masanobu Nogami[1]

[1] Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai Univ., [2]Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ.

# Mg セメントによる低レベル放射性廃液固化の遅延剤添加の影響

Effect of retardants addition of the low-level radioactive liquid waste solidification using Mg cement

*山中大樹[1]，新井剛[2]，佐藤史紀[3]，小島順二[3]

[1]芝浦工業大学大学院，[2]芝浦工業大学，[3]日本原子力研究開発機構

筆者らは使用済核燃料再処理で生じるリン酸廃液の固化処理としてリン酸マグネシウムセメント固化に着目した。リン酸マグネシウムセメントは、リンを構造の主骨格とするため、リン酸廃液の高減容化が期待されるが、反応が著しく速いため混練時間の確保等の課題がある。本研究では、混練時間の確保を目的に複数の反応遅延剤を選定し、それらがリン酸マグネシウムセメント形成に及ぼす影響について調査した。

**キーワード：セメント固化，低レベル放射性廃液，リン酸マグネシウムセメント**

**1. 緒言**　使用済核燃料再処理において、廃溶媒処理の際にリン酸二水素ナトリウム($NaH_2PO_4$)を多含する低レベル放射性廃液が発生する。この廃液はセメント固化処理の適用が計画されているが、ポルトランド・高炉セメントを用いた場合、廃液成分により水和反応の阻害に伴う減容率の低下が懸念される。そこで筆者らは、リン酸根を主骨格に利用可能なリン酸マグネシウムセメント固化に着目した。リン酸マグネシウムセメントはリンを構造の主骨格とするため、既存のセメントよりも高減容化が期待される。しかし、リン酸マグネシウムセメントは反応速度が極めて速く、混練時間の確保が課題である。そこで本研究では、反応遅延剤として酸化銅(CuO)、酸化亜鉛(ZnO)を選定し、それらの添加による遅延効果やリン酸マグネシウムセメントに及ぼす影響について検討した。

**2. 実験**　セメント試料は、NEDMAG 社製の酸化マグネシウム(MgO)、$NaH_2PO_4$ 及び純水を用い、各々を混合比 20 : 30 : 50 wt%となるように調製した。固化体試料は、所定濃度に調製した $NaH_2PO_4$ 水溶液に MgO を添加し、所定時間混練した後、容器に流し込み一日養生することで得た。また、混練開始直前に反応遅延剤として CuO、ZnO を各々セメント総重量に対し重量比 1 及び 2 wt %添加した。混練中のセメントペーストの温度・pH を計測することで反応の進行を観察した。得られた試料は切削・粉砕し全自動多目的 X 線回折装置(Rigaku : SmartLab)により結晶構造解析を行った。

**3. 結果・考察**　Fig.1, 2 にセメント混練時における温度・pH の経時変化を示す。Fig.1 より、CuO を添加しても反応遅延剤を添加しなかった場合と差異は確認されず、反応遅延効果が殆ど無いことが明らかとなった。一方、Fig.2 より ZnO を添加した場合は、1 wt%の添加量では pH・温度ともに遅延剤を添加しなかった場合と差異はなかったが、2 wt%添加することで pH・温度ともに抑制効果が確認された。また、1 wt%添加では 103 分経過時点で急結が発現したものの、2 wt%添加では 200 分経過しても急結せず、混練を継続することができた。ZnO は $NaH_2PO_4$ 水溶液に対して難溶性であり、混練中にセメントペースト内を浮遊していたため、リン酸マグネシウムセメントの形成反応の遅延触媒として作用したと考えられる。次いで、混練試験結果を基に最も遅延効果が得られた ZnO を 2 wt %添加した試料について、60 分混練した固化体の結晶構造解析を行った。Fig.3 に固化体の上部･中央部･下部の結晶構造解析結果を示す。Fig.3 より、固化体の上部から底部に掛けて MgO のピークが強くなっていることが確認された。これは、セメントペーストの粘性が低く、打設後に固結まで時間を要したため未反応の MgO が沈澱したことに起因すると考えられる。このことから粘性が発現するまで混練時間を長期に設定する必要があると考えられる。また、遅延剤である ZnO は底部のみで検出されたことから、MgO と同様に沈澱したと考えられる。本会では、より試験条件を詳細に設定し試験を行い、作製した固化体の性状および耐溶出性についても評価したので報告する。

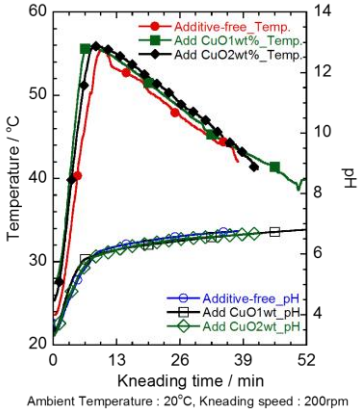



Fig.1 Kneading time as a function of pH and temperature(CuO)

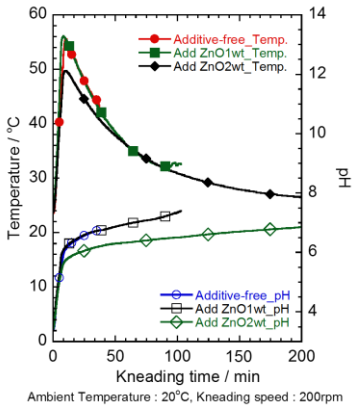



Fig.2 Kneading time as a function of oH and temperature(ZnO)

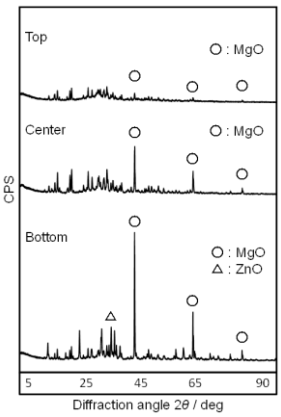



Fig.3 X-ray diffraction results of different sites of $MgNaPO_4$

*Taiki Yamanaka[1], Tsuyoshi Arai[2], Huminori Sato[3] and Junji Kojima[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

# 易溶性飛灰のジオポリマー固化
# (1) ジオポリマー固化体の物性評価

Geopolymer Solidification of Easily Soluble Fly Ash

(1) Characterization of Geopolymer

*鈴木 泰博[1], 菊池 孝浩[1], 森本 泰臣[1], 高岡 昌輝[2], 石田泰之[3], 市村高央[3], 鈴木務[3]

[1]日揮, [2]京都大学大学院, [3]太平洋セメント

放射性セシウムを含有する焼却飛灰の廃棄体化方法として、ジオポリマー固化技術の適用性を検討している。配合条件や固化体物性を把握するために、模擬飛灰を用いた固化試験を実施した。

**キーワード：** ジオポリマー, 焼却飛灰, 塩化物, 固化, 物性

## １．緒言

塩化セシウム等の易溶性塩を含む飛灰を対象に、特にセシウムの溶出抑制と自由水の低減化の観点から、メタカオリンベースのジオポリマー固化技術の適用性を検討している。模擬飛灰を用いて配合組成や養生条件をパラメータする固化試験を行い、混錬物の物性、固化体の強度、構成元素の浸出性能を調べて、ジオポリマー固化体の性能を評価した。

## ２．実験

模擬飛灰にフィラーとしてメタカオリンを混合し、珪酸ソーダとアルカリ活性剤の溶液に投じて混練した。珪酸ソーダ、メタカオリン、アルカリ活性剤の種類や混合比、模擬飛灰添加量をパラメータとした。混練物の粘度の指標として JASS セルフレベリング（SL）フロー値を測定し、型枠に封じた。恒温乾燥機を用いて所定の期間一定の温度で養生した後、固化体周辺の余剰水量を観察した。脱型した固化体の表面および割断断面の状態を調べ、一軸圧縮強度を測定するとともに、示差熱天秤（TG-DTA）測定と X 線回折（XRD）測定を行い水分量と結晶構造を調べた。また、IAEA 法に準じた浸出試験を実施し、セシウムと構成元素の浸出率を求めた。

## ３．結果

一例として、フィラーに BASF 製サテントン SP-33 を用い、水を除く成分として模擬飛灰を 24 wt%添加した混練物の SL フローの測定状況を図 1、養生後の固化体の外観を図 2 に示す。ジオポリマー組成を、Si/Al = 2, (Na+K)/Al = 1, (Na+K)/Si = 0.5（mol/mol）とすることで、模擬飛灰を 30 wt%まで添加しても 10 N/mm$^2$ 以上の一軸圧縮強度を発現することが分かった。Si/Al 比を高めた場合には強度の低下傾向が多くみられ、低めた場合には混練中の急結などの現象が認められた。TG-DTA 測定により、105℃付近で減量する自由水と 850℃付近に減量ピークのある結合水が認められ、養生条件によって自由水を低減できることが分かった。浸出試験の結果より、アルカリ金属の浸出率は Cs < K < Na の順であり、セシウムを選択的に保持する性質を有することが確認できた。

今後、ジオポリマーからのセシウムの溶出挙動について、RI を用いた浸出試験を実施するとともに、セシウムの結合形態などの検討を行う。



図 1 SL フローの測定（例）



図 2 ジオポリマー固化体（例）
（φ40×43 mm）

# 汚染水処理で発生する二次廃棄物の固化技術に関する研究
# （2）ジオポリマー固化体の配合検討

Study on Solidification Technique for Secondary Waste Produced from Contaminated Water Treatment
(2) Investigation into Mix Proportions of Geopolymer

*松山 加苗[1]，岡部 寛史[1]，金子 昌章[1]
[1]株式会社 東芝

福島第一原子力発電所の汚染水処理設備で発生する二次廃棄物のジオポリマー固化方法を検討した。

**キーワード：**汚染水処理，二次廃棄物，ジオポリマー，固化，炭酸塩スラリー，使用済み吸着剤

**1. 諸言**　汚染水処理設備で発生する二次廃棄物は高濃度の放射性物質を含むため、長期保管を想定した場合、水の放射線分解による多量の水素発生が懸念される。ジオポリマーを固化材に用いることで、脱水により含水率を低減し水素発生の抑制が可能なため、長期的な安全性の向上が期待できる。これまでの研究で模擬の炭酸塩スラリーをジオポリマー固化出来ることを確認している[1]。しかし配合によっては混練開始直後に粘度の急上昇が発生する。そこで本研究では粘度抑制を目的とした配合検討を行い、その固化体物性を調べた。また二次廃棄物の吸着剤について固化試験を行い、ジオポリマーの適用性を検討した。

**2. 実験**　基材のメタカオリンや高炉スラグ、フライアッシュとアルカリ刺激剤の KOH や $K_2SiO_3$ 溶液等に、試薬の $CaCO_3$、$Mg(OH)_2$ と NaCl から作製した模擬の炭酸塩スラリー(含水率 50wt%)を 50wt%添加したジオポリマー固化体を作製した。混練の際、円筒形回転粘度計を用いて室温 25℃での見かけの粘度を連続して測定し、経時変化を調べた。作製した固化体について 25℃、105℃、330℃で乾燥した時の空隙率(水銀圧入法)と含水率を測定した。使用済み吸着剤の模擬物としてチャバザイト (粒径約 1mm)とクリノプチロライト(粒径約 2mm) をそれぞれ 30wt%添加した固化試験を行い、7 日養生後の一軸圧縮強度を測定した。

**3. 結果・考察**　図 1 に見かけの粘度測定結果を示す。基材の配合を全量メタカオリンとした場合は混練直後から高い粘度を示すのに対し、基材に高炉スラグやフライアッシュを添加することで、セメント(水セメント比 0.45)の見かけの粘度 23dPa・s(20℃)以下に抑制可能であることが分かった。図 2 に各配合の空隙率と含水率の測定結果を示す。基材の配合による大きな変化はなく、温度上昇に伴い含水率が低下し、空隙率が増加する傾向を確認した。空隙率の増加に伴う固化体強度の大幅な低下は見られないこと、固体核磁気共鳴測定の結果において乾燥前後のスペクトルピーク位置に変化は観察されず、乾燥後もジオポリマーの骨格構造が維持されていることから、乾燥処理がジオポリマー固化体の健全性へ与える影響は小さいと考えられる。

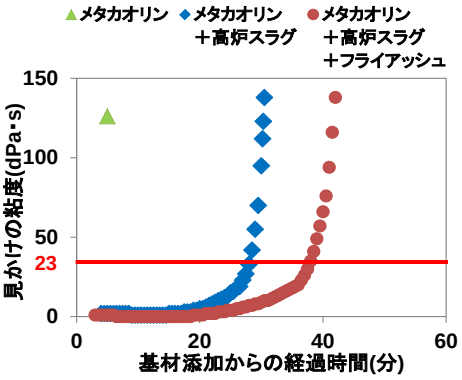



図 1 見かけの粘度測定結果

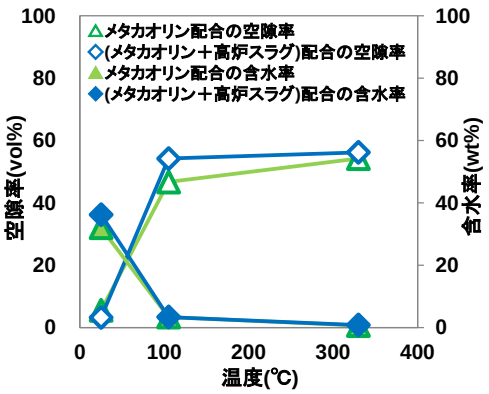



図 2 空隙率と含水率の測定結果

チャバザイト、クリノプチロライトをそれぞれ添加した固化体の強度は 17.6MPa、28.8MPa であり、いずれも良好な固化体が得られ、ジオポリマー固化出来ることを確認した。

**4. 結論**　基材の配合調整により粘度抑制が可能であること、乾燥処理がジオポリマー構造へ与える影響が小さいことを確認した。

**参考文献**　[1]松山他　日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集　2I05(2016)

*Kanae Matsuyama[1], Hirofumi Okabe[1] and Masaaki Kaneko[1]
[1]TOSHIBA CORPORATION

# 汚染水処理二次廃棄物のジオポリマー固化試験

## (1) 模擬スラッジの固化試験

Encapsulation study of secondary waste stream generated from treatment of contaminated water using the Geopolymer

(1) Encapsulation study of imitation sludge

佐藤 淳也[1,2], 鈴木 眞司[1,2‡], 加藤 潤[1,2], 榊原 哲朗[1,2], 中澤 修[1,2]
目黒 義弘[1,2], *小野崎 公宏[3], 見上 寿[3], プラツカ ミレーナ[4], マルセラ ブラツェコヴァ[4]
[1]IRID, [2]JAEA, [3]富士電機, [4]Amec Foster Wheeler, [‡]現在は検査開発

福島第一原子力発電所における汚染水処理によって発生したスラッジの模擬物を、ジオポリマー固化材を用いて固化し、一軸圧縮強度や溶出特性等を調査した。ジオポリマー固化材は、チェコ共和国やスロバキア共和国で樹脂やスラッジ等の実廃棄物の固化に実績を持つ、Amec Foster Wheeler 社のジオポリマー固化材“SIAL”を用いた。

**キーワード：**汚染水、二次廃棄物，スラッジ，固化，ジオポリマー，アルカリ活性化

### 1. 緒言

汚染水処理に伴って発生する多種多様な二次廃棄物について、適用可能な処理技術の選定に向けて、廃棄体化処理に係る基礎データの取得を進めている[1]。本件では、模擬スラッジを対象として、ジオポリマー固化材“SIAL”[2]を用いた固化試料を試製し、一軸圧縮強度、溶出特性、γ線照射時の水素発生量等の特性評価を行った。

### 2. 試験概要

模擬スラッジの主要構成成分は、硫酸バリウム、フェロシアン化合物及び水酸化鉄であり、汚染水処理装置を模擬した装置で作製した。模擬核種として非放射性の Cs,Sr,Co,Ni,Eu を吸着させ、乾燥および有害なシアン成分を分解するための熱処理を行った後に、固化試験に供した。模擬スラッジと SIAL とを混練し、型枠(φ5×10cm：強度測定用、φ4×4 cm：溶出試験用)に流し込み、28 日間養生した。模擬スラッジの充填率は 40wt%とした。

養生後の固化試料について、含水率、模擬核種の溶出特性(ANSI/ANS-16.1-1986 および環境省告示 13 号試験)、一軸圧縮強度(STN EN 12390-3:2003)、水素発生の G 値(1kGy/hr×40hr)等の特性評価を行った。なお一軸圧縮強度は、養生 28 日目のほか、養生 1、7、14 日目についても試験を行った。

### 3. 結果

図 1 に示すとおり、ひび割れや膨張等なく硬化した。模擬スラッジの含水率は約 1 wt%であったが、固化体の含水率は約 17 wt%であった。これは、ジオポリマー材との混練・固化に際してアルカリ溶液を添加しているためである。

模擬核種の溶出率は、最も高い Cs で約 1.6wt%であり、核種の保持性の高さが確認できた。Cs の溶出率が他元素に比べて高くなった理由として、フェロシアン化合物の分解に伴い模擬スラッジ中の Cs が水に可溶な状態で存在していたことが考えられる。

圧縮強度試験の結果を図 2 に示す。養生 1 日目で約 5MPa となり、廃棄体基準(1.47MPa)を上回る良好な強度を示した。養生に伴い強度は向上し、28 日目には約 20MPa となった。

照射試験による水素ガス発生 G 値(molecules/100eV)は、0.02 であった。セメント固化試料に対する先行研究[3]の結果(0.15~0.20)と比較すると、非常に低い結果が得られた。

以上の結果から、ジオポリマー固化材 SIAL が汚染水処理二次廃棄物の固化材として、一定の適応性を持っていることを確認した。

※この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」で得られたものである。



図 1. 固化試料の外観

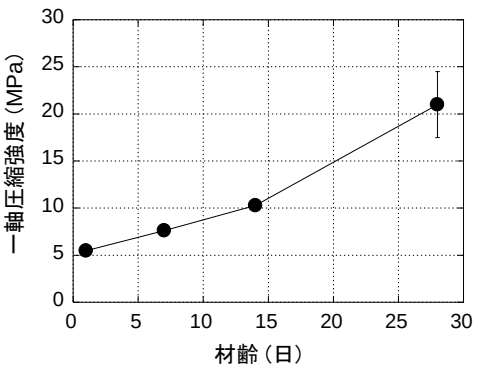



図 2. 固化試料の圧縮強度試験結果

**参考文献**

[1] 佐藤 他　日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集　E04(2015)
[2] マユール, 見上 他　日本原子力学会 2014 年秋の大会予稿集　G48-49(2014)
[3] 佐藤 他　日本原子力学会 2014 年春の大会予稿集　H29(2014)

Junya Sato[1,2], Shinji Suzuki[1,2], Jun Kato[1,2], Tetsuro Sakakibara[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2],
*Kimihiro Onozaki[3], Hisashi Mikami[3], Milena Platzka[4], Marcela Blazsekova[4]
[1]IRID, [2]JAEA, [3]Fuji Electric, [4]Amec Foster Wheeler

General Meeting

Thu. Sep 8, 2016 12:10 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 3:10 AM - 4:00 AM UTC | Room F
Kumume City Plaza - Creative Box

**[GM2F] 「学生連絡会」第29回全体会議**

[GM2F] General Meeting

General Meeting

# [GM2F]「学生連絡会」第29回全体会議

Thu. Sep 8, 2016 12:10 PM - 1:00 PM  Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

## [GM2F]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 4

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [PL2F] Activity Report of the Investigation Committee on Development of Activity and Risk Evaluation Method for Faults by Engineering Approach

Chair: Koji OKAMOTO (Univ. of Tokyo)

[PL2F01] Earthquake geology of the April 14 and 16, 2016 Kumamoto Earthquakes

*Koji Okumura[1] (1.Hiroshima Univ.)

---

[PL2F02] Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach
1)Main concept of nuclear safety evaluation and measures for fault displacements

*Tadashi Narabayashi[1] (1.Hokkaido Univ.)

---

[PL2F03] Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach
2)Hazard analysis for fault displacements

*Kazuo Tani[1] (1.Tokyo Univ. of Marine Sci. and Tech.)

---

[PL2F04] Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach
3)Risk evaluation method to the nuclear facilities by fault displacements

*Koji Okamoto[1] (1.Univ. of Tokyo)

総合講演・報告 4「『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告」

# 熊本地震の概要

Earthquake geology of the April 14 and 16, 2016 Kumamoto Earthquakes

*奥村晃史[1]

[1]広島大学

## 1. 前震・本震・誘発地震

2016 年熊本地震では，4 月 14 日 21:26 の M6.5 地震の約 28 時間後，4 月 16 日 01:25 に M7.3 地震が発生した．M6.5 地震により益城町では震度 7 の揺れが記録され 8 名が死亡した．M7.3 地震では，益城町と西原村で震度 7 の揺れが記録されるとともに，広い地域で震度 6 強の揺れが記録され 40 名が死亡した．断層の位置関係からみて，14 日の M6.5 地震が，16 日の M7.3 地震を誘発した可能性がある．このような誘発は多く見られる現象であるが，トリガー地震と誘発地震の時間間隔は同時から数年までさまざまなケースがある．同時発生では地震の規模が大きくなり地震動も増幅される場合がある．一方，今回のように 1 日程度の間隔で強い揺れが繰り返される場合，２回の強い揺れを受けたことによる被害を，１回の揺れとは別に検討する必要性も指摘されている．上記２回の地震以外にも，14 日の震源域では 4 月 15 日 00:03 の M6.4 地震，16 日の震源域では同日中に M5.5～5.9 の複数の余震が発生した．また，震源域から離れた熊本県東部や大分県湯布院町でも M5.5 程度の誘発地震が発生し活発な余震活動を伴った．

## 2. 予測された布田川断層の活動

4 月 16 日 M7.3 地震は従来から記載された布田川断層を主たる震源断層として発生し，南方の高野断層・白旗断層，および布田川断層北東延長部，中部の分岐断層に地表変位が見られた．4 月 14 日 M6.5 地震は高野断層・白旗断層で発生したとされるが，明瞭な地表変位は発生しなかった．地震調査研究推進本部は 2002 年に布田川・日奈久断層の評価を行い，2013 年にそれを改訂して布田川断層帯・日奈久断層帯の評価とした．4 月 16 日 M7.3 地震の震源は 2002 年評価の布田川・日奈久断層北東部と，北東延長部・分岐断層を除き一致している．2002 年評価による延長 27 km, 最大変位 2m，地震規模 M7.2 も 4 月 16 日 M7.3 地震とほぼ一致している．2013 年評価は布田川断層西方延長上に存在の不確かな宇土断層を想定して連続させ，高野断層・白旗断層を日奈久断層帯に含めたため，4 月 16 日 M7.3 地震の活動域とはかけはなれた評価となった．なお，宇土断層にそって熊本地震ではその東端の一部，明瞭な断層変位地形のある区間を除き全く活動は認められない．

## 3. 予測を越えた活動

2014 年熊本地震における高野断層・白旗断層の活動は，いずれの評価とも異なっていた．4 月 14 日 M6.5 地震は布田川断層と日奈久断層の接続領域である高野断層・白旗断層の地下で発生した．モデル計算による地下のすべりは 1～2m であるが，地表では明瞭な変位はなかった．4 月 16 日 M7.3 地震は高野断層・白旗断層に最大 30cm 程度の右横ずれ変位を与えたことが観察されている．この変位は両断層のトレンチ調査から予測されていた 1 回の地震による変位量 2m を大きく下回るものであった．２回の地震が同じ断層面を破壊したかどうか，厳密には不明である．14 日にできた小さな変位が 16 日に成長したとの報告もあるが，

*Koji Okumura[1]

[1]Hiroshima University

14 日の変位は不連続で cm オーダーであり，地震動によって断層地表部がずれた可能性が高い．4 月 16 日 M7.3 地震による変位が著しく小さかった原因として，4 月 14 日 M6.5 地震で蓄積された歪みの大部分が地下で放出されてその残りが 16 日に放出された，あるいは，高野断層・白旗断層の最新活動が 1,200～1,500 年前と新しいために十分な歪みが蓄積されていなかったことを考えることができる．

**4. 予測されていなかった活動**

4 月 16 日 M7.3 地震では従来記載されていた布田川断層帯北東端から北東へ約 5km にわたり，従来活断層が記載されていなかった場所に連続する断層変位が現れた．この区間はカルデラ外輪の急斜面を横切って中央火口丘斜面に達し，外輪斜面の大崩壊や断層変位直上の家屋倒壊などで大きな被害が発生した．従来断層が見落とされていた原因として，急傾斜の斜面上に現れた断層変位地形が保存されにくいこと，急斜面下の平坦地には最新活動以降も河川の堆積作用が継続して最新活動の痕跡が保存されなかった可能性が考えられる．カルデラ内部への断層北東端の新たな延伸の可能性も考えられるが，この地域の過去の断層活動の状況を検証する必要がある．さらに北東の阿蘇町の沖積低地にも m オーダーの崖地形をともなう地盤の陥没が生じた．これらを地下の震源断層が地表に達したものとする意見もあるが，分布状況や過去の掘削，旧河道の分布と合わせると，沖積層内の側方流動や陥没である可能性が高い．

一方，布田川断層中部では，分岐断層として津森小学校付近から益城町役場南方の益城町市街へ延びる延長約 3.7 km，最大 1m 程度の右横ずれ断層が見いだされている．また上陳付近には主断層と分岐断層をつなぐ延長 600m 程度の左横ずれ共役断層も出現した．分岐断層と共役断層はいずれも最新の河川堆積物を切って現れたが，この場所で過去の変位が保存されている可能性は皆無である．分岐断層は益城町市街地の最も激しい被害を受けた地域まで達しており，後述するように家屋被害と地表断層の関連も考えられている．

**5. 益城町に集中した被害の原因**

2016 年熊本地震の被害のうち，最も注目すべき点のひとつは益城町市街地に著しく集中した家屋被害である．その原因としては，強震動発生域との位置関係，前震・本震の震源破壊プロセス，表層地盤による増幅，分岐断層による市街直下の地表断層変位，斜面崩壊・側方流動等さまざまな原因が考えられ，分析が進められているが，一つの原因で説明することは容易ではないようである．例えば，地表断層の近傍では強い地震動が発生するという信念が 1995 年兵庫県南部地震以来語られているが，4 月 16 日 M7.3 地震による主断層近傍の被害は益城町市街地に較べて遙かに集中の度合いが低い．河川沿いの急斜面の盛土では多くの地すべり，側方流動が見られ被害が集中しているが，益城町市街の最も大きく被害を受けた地域にはそのような斜面は認められない．

従来の地形分類による地盤種別に基づく増幅率の推定では，益城町の南に広がる水田地域の沖積層の方が，益城町の立地する更新世の台地に較べ著しく高い増幅率が設定されている．水田地域には地震計が設置されず，家屋が密集しないため地震動と被害状況の比較は難しいが，必ずしも水田地域の被害が大きいようには見えない．

この水田地帯は有明海から木山川に沿って東西に延びる沈降域の東方延長にあたる．これまでの研究で，この沈降帯は有明湾岸で 最近 10 万年間に 90m 程度，熊本市東部で 45m 程度の沈降を続けていることが知られている．益城町南方では，北側低下成分をもつ布田川断層主部によってこの低地帯が沈降していることが考えられる．一方益城町を載せる台地は，9 万 5 千年前の阿蘇 4 火砕流堆積物やそれ以降の河川砂礫層が地表を構成し，地下は阿蘇火山噴出物と河川砂礫層の互層である．従って，台地と低地の間には南側が

低下するような変形が存在する可能性も考えられる．仮にそのような変形が存在しないとしても，台地構成層と低地を埋める地層は複雑な指交関係や浸食・埋積関係が存在する．このような地質構造あるいは堆積構造に基づく地層の累重状況が局地的な強い地震動を生成した可能性も考えることができる．

**6. まとめ**

2016 年熊本地震は，布田川断層帯に想定されていた地震がほぼ予測通りに発生した地震であった．しかし，日奈久断層沿い，北東の阿蘇カルデラ北部から大分県中部に達した顕著な誘発地震・余震域は誘発現象にあらたな知見をもたらした．高野断層・白旗断層の挙動は最大規模地震の繰り返しという単純なモデルでは説明できない．布田川断層帯北東端付近の地表変位は過去の地表変位が保存されない地点での断層存否を検討する上で重要な知見となった．また，分岐断層・共役断層の出現は，沖積層下に伏在する構造をつぶさに調査することの必要性を示している．益城町市街地に集中した家屋被害については様々な要因が考えられるが，明確な答えを得るためには一層の調査や分析が必要である．

総合講演・報告 4「『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告」

# 断層変位に対する工学的なリスク評価　(1)断層変位に対する原子力安全の考え方

Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach

(1) Main concept of nuclear safety evaluation and measures for fault displacements

*奈良林 直[1]

[1]北海道大学、調査専門委員会主査

## 1. はじめに

### 1-1. 調査専門委員会について

2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一事故後の原子力規制体制や基準が見直される中で、既設の原子力発電所において、敷地内の断層変位の可能性の有無のみに着目して原子力安全を判断しようとする議論が生じており、断層変位の施設への影響評価の検討が喫緊の課題となっている。

日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会（以下「本調査専門委員会」という）は、活断層の活動等に伴って生じる断層変位も外部ハザードの一つと捉え、断層変位の施設に与える影響に関する工学的な評価手法について、既往の研究成果を活用しながら、関連する多分野の専門家の協働により調査・検討を行うことを目的に設置された。他学会との組織的な協力としては、先行して検討を進めていた土木学会原子力土木委員会と連携している。構築した調査・検討のスキームを図 1 に示す。

活動期間中に発生した 2014 年長野県北部地震（神城断層地震）や 2016 年熊本地震から得られる知見も含め、断層変位が原子力発電所に与える工学的な影響評価を行い、不確実性を踏まえたトータルのリスク評価手法、リスクを低減するための方策等についてまとめ、報告書として国内外に発信するとともに、今後の標準化の活動等に供していくことを目指している。

日本原子力学会 2016 年春の年会では中間的な成果報告を行ったが、2016 年秋の大会では、現在とりまとめの段階に至っている報告書の基本事項について、報告(1)～(3)に分けて報告する。

なお、本調査専門委員会の調査・検討の背景、問題認識等については、2016 年春の年会予稿集 OV301 を参照されたい。

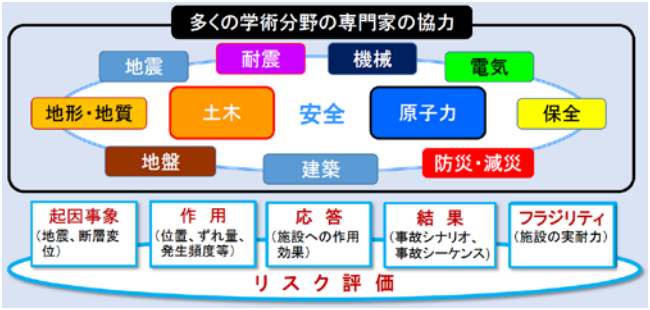



図 1　学術分野横断の検討スキームの構築

### 1-2. 調査・検討の対象等

本調査専門委員会が対象としている断層変位という自然現象は、活断層の活動等に伴って地盤や地層に変位（ずれ）が生じる現象である。変位としては、いわゆる活断層（主断層及び分岐断層）や活断層の周辺に副次的に生じる変位（副断層）が知られており、それ以外にも、重力性の地すべり、岩盤の膨潤に伴う地層の変位、更には地盤の沈降等によって生じる地盤の相対変位などがある。図 2 に主な断層変位について示す。

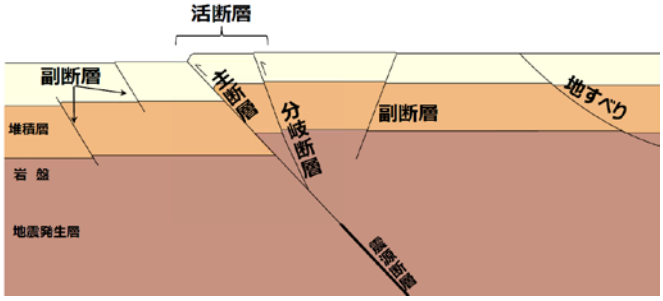



図 2　主な断層変位

*Tadashi Narabayashi[1]

[1]Hokkaido University, Chairman of the Committee

本調査専門委員会における主な検討の前提、検討に当たっての姿勢等について以下に記す。

①評価対象としての変位は、主として地震活動に伴って生じるものを中心に論じる。

②原子力施設の重要施設に対する影響を論じるため、評価に用いる断層変位の定義位置は、重要施設が設置あるいは支持される設置地盤（岩盤）上面とする。

③断層変位が生じる現象は、地震動と比較すると低頻度で局所的に生じる現象のため、地震動に対する評価と比較すると知見の蓄積や経験が不足しており、したがって、評価に際しての不確実さが大きい。一方で、これまでに得られている各分野の知見を活用して、対象となる断層変位の性状に応じて、施設に与える影響を工学的に評価していくことは現段階でも可能である。

④不確実さに対処するために有効なのが深層防護の概念の適用とリスク評価の活用である。これらの活用により、多様なシナリオを検討するアプローチ、想定を超えた領域まで含めたシームレスな評価、リスク情報を活用した意思決定等が重要であるとの立場に立脚する。なお、本調査専門委員会の名称にもある「工学的なリスク評価」は、確率論的リスク評価（PRA）のみに限定せず、確定論的な裕度評価なども含めた広義の概念でリスクに関する情報を扱い、そのための評価手法を扱うこととする。

⑤主として既設の原子力発電所に対する断層変位の影響について論じるが、得られた知見やリスク低減策は、諸外国も含む新設の施設や再処理施設等にもその考え方は活用できると考える。

⑥個々の工学的な評価手法は、それぞれの手法の適用性や関連する技術データの蓄積度合い等に応じて的確に利用することが前提となる。必要に応じて、工学的に適切な条件を付すこと等によりリスク評価のための情報を得ていく。

⑦断層変位による施設への影響を評価する際には、地震動等による影響との重畳も考慮する必要があるが、地震動による影響と変位による影響は施設に対しては異なる作用をもたらすことから、本調査専門委員会としては、変位による影響を区別して体系的に評価する手法について取りまとめることとしている。実際に個別施設の評価をする際には、地震動との重畳について、静的もしくは動的な作用の組み合わせや時刻歴も考慮して適切に評価を行う。

## 2. 断層変位に対する原子力安全の基本的考え方

### 2-1. 原子力安全の考え方

原子力安全の目的は、人と環境を、原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することであり、原子力施設の安全確保の目標は、人や環境に放射線の有害な影響を与えるような事故の可能性を確実に極めて低いものとすることである。

これらの達成のため、国際的にも有効であると考えられているのが、深層防護の概念の適用である。

深層防護とは、原子力安全の目的の達成のために、ある目標をもった幾つかの障壁（防護レベル）を用意して、あるレベルの防護に失敗したら、次のレベルで防護するという概念である。これは、人と環境に影響を与えるまでの種々の現象には人知が及ばない振る舞いが存在し得ることから、事前に十分と思われた対策でも思いがけない理由で失敗するかも知れないという不確実さの影響を考慮して、別の対応策、次の防護レベルの対応策を繰り返すことにより、一連の防護策全体の実効性を高めるという考え方である。

これら防護レベルの手段には、物理的な障壁のほか、例えば制御・管理や緊急時における対応手段も含まれる（ハード対策、ソフト対策）。具体的な対応策においては、防護レベルを多層とすることを基本的な考え方として、想定する事象に対して複数の防護レベルで様々な手段を用意する。また、特に自然現象のように不確実さが大きいものに対しては、事前の想定を逸脱したシナリオとなる場合もあり得るとして、不確実さに対する備えを多層とすることで、防護策全体の効果を高めることができる。さらに、低頻度の

事象や経験のない事象に関しては知識の不完全性による限界があることから、想定を超える領域の存在が否定できないとして、当該ハザードの特徴を踏まえた異なる質（工学的に違った切り口）の防護策を講じておくことが有効となる。

すなわち、不確実さに対処しつつリスクの顕在化を防ぐために深層防護の概念を適用することが有効であり、その的確な適用により、事象の早期の収束や機能の復旧などのレジリエンス活動を可能とし、全体として質の高いロバストな対処が可能となる。深層防護の考え方は、原子力安全を確保するための普遍的な考え方であり、それを積極的に講じることが重要な戦略となっている。

この深層防護の考え方を的確に適用し、効果的にリスクの低減を図るためには、リスク評価を実施することが有効である。また、潜在的なリスクを管理するためには、リスクの三重項（リスクトリプレット）に答えることが必要であることが提唱されている。

①どのような望ましくないことが起こるか？What can go wrong?（事故シーケンス）

②その発生可能性は如何ほどか？How likely is it?（頻度）

③その影響はどのくらいか？What its consequences might be?（影響）

これは、言い換えれば、原子力施設の事故によるリスクは事故シーケンスによって大きく変わるので、事故が発生する事象の繋がりである事故シーケンス、その発生可能性（発生頻度）及びその結果（影響の程度）の三つの要素を的確に考慮した評価が重要ということである。この評価のためにはリスク評価の特徴を活かした取組みが最も有効なのである。

福島第一事故を踏まえると、リスク評価の重要性が一層高まっている。リスク評価によって、リスクの程度や弱点の把握ができ、また、多くのシナリオを取り込むことで想定外を少なくすることができる。さらに、原子力施設の敷地外における対策（原子力防災）まで含めたリスク評価を活用した取組みの必要性も提起されている。

すなわち、「どのような望ましくないことが起こるか」というシナリオを幅広く考慮することが重要で、事象の進展についての検討を行うアプローチが必須の取組みとなる。その取組みが原子力安全において価値を生み出す。

自然現象の一つである断層変位に対してもこの考え方を適用して原子力安全を考えること、すなわちリスクを評価するアプローチが必要であり、そのことにより、原子力安全の取組みが全体として首尾一貫した対応となる。

原子力安全の考え方からは、リスクへの寄与が小さいことが明らかでない限り放置してはならず、リスクの定量化の努力を行い、定量化が不完全にしかできない場合であっても、合理的に実行可能な評価・対応策を検討して、社会に提示していくことが必要である。

**2-2. 断層変位に対する考え方**

原子力施設を設置する際には、事前の詳細な地形・地質調査によって重要施設の設置地盤（岩盤）に断層変位を想定する必要がないことを確認し、特に原子炉建屋に関しては設置地盤の検査（岩盤検査）を実施し、施設の支持性能に問題が生じるものではないことを確認してきた。これは、施設を設置する際には、断層変位を「避ける」という考え方によって、断層変位の想定の検討を不要としていたということである。

一方、もとより施設の設置地盤（岩盤）には破砕帯などの弱面が存在しているので、地震動の影響に対する設置地盤の安定性評価等の検討はこれまでもなされている。

福島第一事故の教訓を踏まえると、可能な限り想定外をなくすことが必要で、その上で、想定を超えた領域に対しても対処を行い、リスクをできる限り低減することが求められる。

断層変位については、上述のとおり、施設設置時点の判断により施設への影響評価の想定に含めていな

かったが、想定から排除せずにリスク評価を行うことが、隙間のない一貫した原子力安全の対応となる。

既設の原子力施設においては、常に最新知見を反映していく取組みにおいて、新たな情報等によって断層変位の考慮の必要性が生じる場合があり得る。その際には、あらためて地形・地質調査などから得られる情報に基づき、まずは考慮が必要な断層変位という事象の性状（発生位置、頻度、ずれ量と方向など）を想定し、次のステップとして施設に対する影響の検討を行うことが基本的な評価手順となる。これら評価においては、それぞれの段階で不確実さが適切に考慮されねばならない。その上で、事象の不確実さが大きいことから、想定を超える場合も考慮してリスク評価を行うことが必要である。

ここで、断層変位により発生する事象に対しても、深層防護の考え方で対処することが基本であり、有効である。特に、知識やデータが限られている断層変位のような低頻度事象に対して、深層防護は一層重要な戦略となる。

既設の原子力施設においては、福島第一事故の経験を踏まえ、深層防護の考え方も適用しながら、施設設置当初の設計・評価の範囲の拡張・強化や追加の影響緩和策（アクシデントマネジメント）など、様々な対応策が講じられている。これらは断層変位を想定して講じられてきているものではないが、福島第一事故以前よりもロバストな防護策が講じられていると考えられることから、これらも含めて、断層変位に対する評価をしていくことが技術的に理に適っている。

具体的には、例えばすでに地震動などに対してなされていた設計あるいはその設計裕度の範囲において、想定する断層変位に対しても安全上重要な機能を有する施設（SSCs）の要求性能が満足されるかを確認する。変位量の程度によっては、施設の有する安全機能に支障を与えない場合が考えられる。また、必要に応じて、福島第一事故後に拡張・強化された対策（アクシデントマネジメントも含む）の有効性についても検討を行う。さらに、想定を超えた断層変位に対してもリスク評価を行う。

断層変位に対する原子力安全の考え方を図 3 に示す[1]。これは、断層変位以外の自然現象に対する考え方と同様である。

ここで、断層変位に対する評価・検討においては、断層変位の性状を踏まえた考慮が重要となる。例えば、想定する断層変位の位置は、調査により施設直下の設置地盤の断層位置（弱面の位置）に設定することができる。このことは、断層変位により施設に発生するせん断力、曲げ力等の伝搬が施設内において空間的に限定されるので、これを事故シナリオの中に考慮することができる。つまり、多様性と分散配置により、共通要因故障の回避が可能となる。

さらに、より一層の信頼性向上のために航空機衝突やテロなどへの対処が規制要求とされており、想定を超える断層変位の評価においては、このような大規模損壊に対する対応策も有効である。

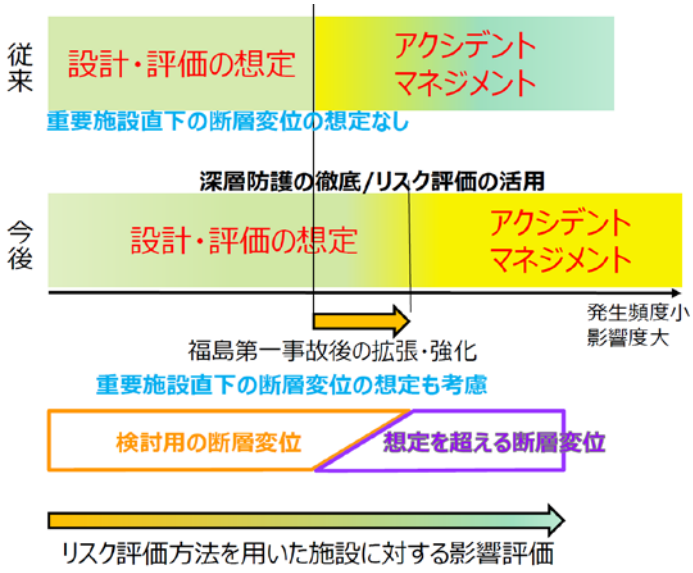



図 3　断層変位に対する原子力安全の考え方

[1] 図 3 において「検討用の断層変位」と「想定を超える断層変位」の境界を斜線で表現しているのは、個別の原子力施設の評価の際には、「検討用の断層変位」の施設に対する影響の程度が、従来の設計・評価の想定の範囲内の場合や拡張・強化された設計・評価の範囲内の場合など状況によって異なることが考えられるため、そのことを包括的・概念的に表現しようとしていることによる。

### 3. 断層変位に対する全体評価手順

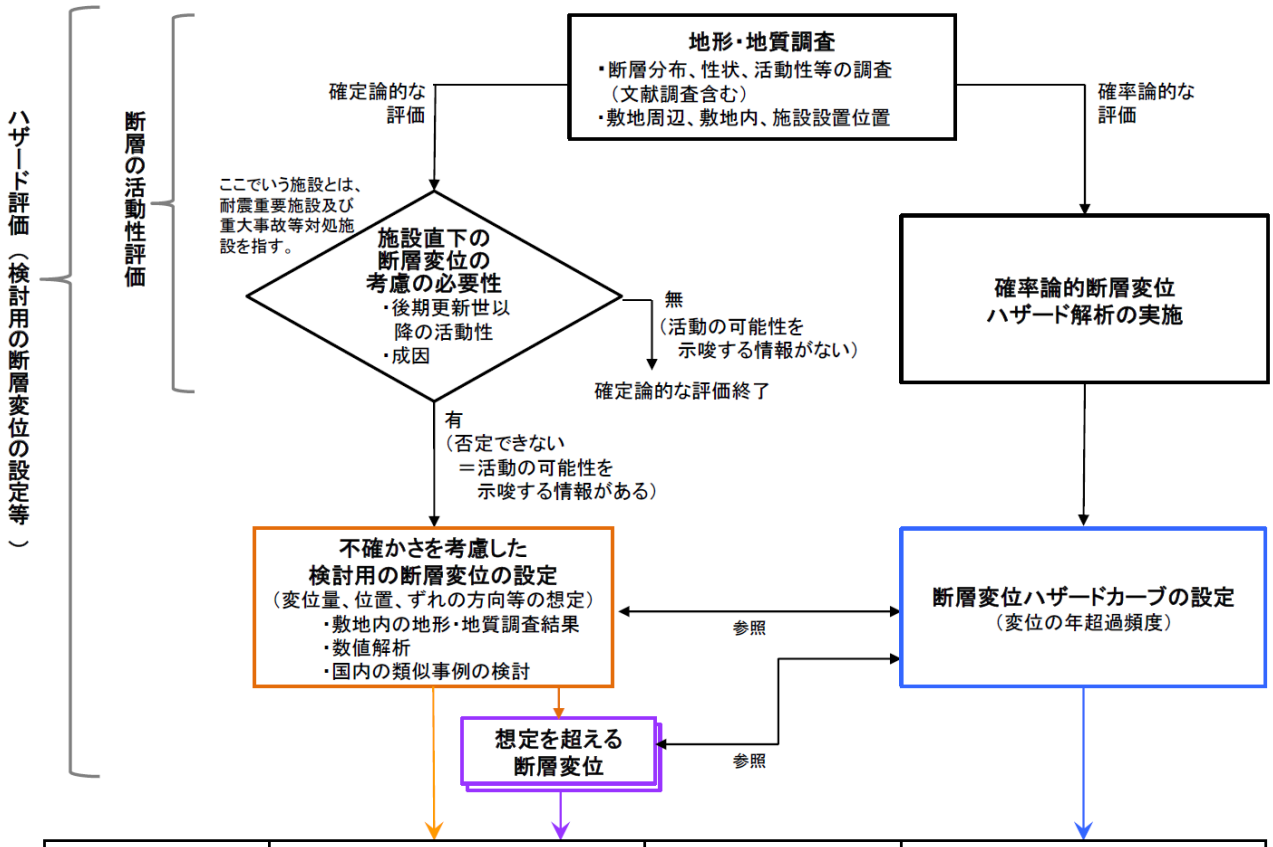
本調査専門委員会で検討を進めている断層変位に対する全体評価手順を図 4 に示す。

全体評価手順のうち、ハザード評価について報告(2)で、施設の影響評価について報告(3)で報告する。

### 4. まとめ

本稿では、断層変位という自然現象についても、他の自然現象と同様に外部ハザードの一つと捉えて、想定を超えた領域への対処も含めて、深層防護の概念の適用と工学的なリスク評価の活用により、多様なシナリオを考慮した原子力安全のための評価が重要であることを提示した。

福島第一事故を踏まえれば、原子力施設の安全性向上・リスクの低減のために、理学と工学の知の統合により、専門分野を横断した知見を結集した取組みの深化が求められている。本調査専門委員会はそれを実践する学術的な活動として、断層変位に対する影響評価手法を体系的にとりまとめていく。




施設の影響評価

| 評価手法 | 裕度評価 | | 確率論的リスク評価（PRA） |
|---|---|---|---|
| 評価への入力情報 | 変位量等 | | ハザードカーブ |
| 設備の評価（建屋・構築物、土木構造物、機器・配管系） | 実施 | | 実施（フラジリティカーブ※2） |
| 事故シナリオ・事故シーケンス評価 | 実施※1 | | 実施 |
| アクシデントマネジメントの検討 | 可能 | | 可能 |
| 得られるリスク情報 | 設備の耐力維持・機能維持、炉心損傷までには余裕がある 等 | | 炉心損傷確率 等 |

※1：事故シナリオ・事故シーケンスを活用した評価をしないで、設備の評価だけでリスク情報を得ていく場合もある【影響度分析】。
※2：フラジリティカーブを使わずに、安全側の条件を付した設備の状態を事故シーケンス評価に反映し、簡易な評価としてリスク情報を得ていく方法もある【簡易なPRA】。

図 4　断層変位に対する全体評価手順

総合講演・報告 4「『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告」

# 断層変位に対する工学的なリスク評価　(2)断層変位のハザード評価

Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach

(2) Hazard analysis for fault displacements

*谷 和夫[1]

[1]東京海洋大学，調査専門委員会委員

## 1. はじめに

本稿では、報告(1)の図 4 で提示した断層変位に対する全体評価手順のうち、原子力施設直下の断層変位の影響評価を実施するにあたり必要となる断層変位のハザード評価について述べる。

## 2. 検討対象とする断層変位について

検討対象とする断層変位は、震源断層の活動に伴って生じるものと、震源断層の活動以外を成因とするものに大別される。前者の断層変位は震源断層のずれの規模が大きい場合は、地表地震断層として地表に出現し、主要な地表の痕跡（変位・変形）は、活断層として認識される。地表地震断層には、震源断層の地表延長部と認識される「主断層」および「分岐断層」と、その周辺で地盤の応力場の変化等により副次的に形成される「副断層」がある。

活断層（主断層および分岐断層）は、構造運動に伴い繰返し活動しており、国内の活断層について、その活動間隔を調査した結果によれば、平均活動間隔は平均的には数千年、短いものでは数百年、長いものでは数万年である。よって、最近の地質年代である後期更新世以降（約 12 万～13 万年前以降）に最低でも１回は活動していると考えられる。

一方、後者すなわち震源断層の活動以外を成因とする断層については様々なものがあるが、その成因が将来起こり得るものについては、検討対象としている。本稿では前者を対象に述べる。

## 3. 断層変位ハザードの評価手順

断層変位ハザードの評価手順の概要を図 1 に示す。まず、施設が立地する位置を含む敷地周辺の地形・地質・地盤調査を実施し、断層の分布や活動性等に関する評価を行う。

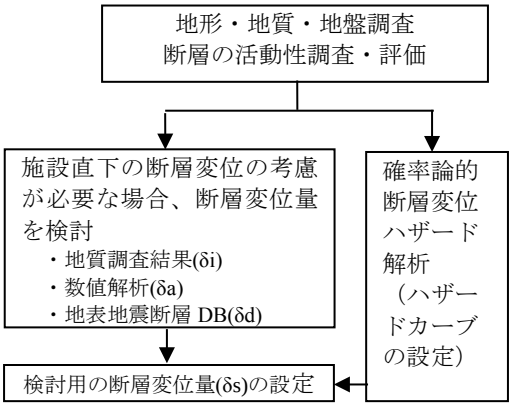



図 1　評価フロー

次に、断層変位ハザードの検討に進むことになるが、確定論的な検討に用いる断層変位量（以下「検討用の断層変位量」）と、確率論的な検討で用いる断層変位ハザード曲線の双方を扱う。

## 4. 地形・地質・地盤調査

施設の設置地盤に存在する断層が施設に及ぼす影響について検討するため、地形・地質・地盤調査により断層の分布・性状並びに後期更新世以降の活動を評価する必要がある。

* Kazuo Tani [1]

[1] Tokyo University of Marine Science and Technology, Member of the Committee

図 2 に断層調査の基本的な流れを示す。文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査、地球物理学的調査等を適宜組み合わせ、施設設置位置、敷地および敷地周辺の地質・地質構造を把握し、断層の分布、規模、性状、活動時期等を明らかにする。

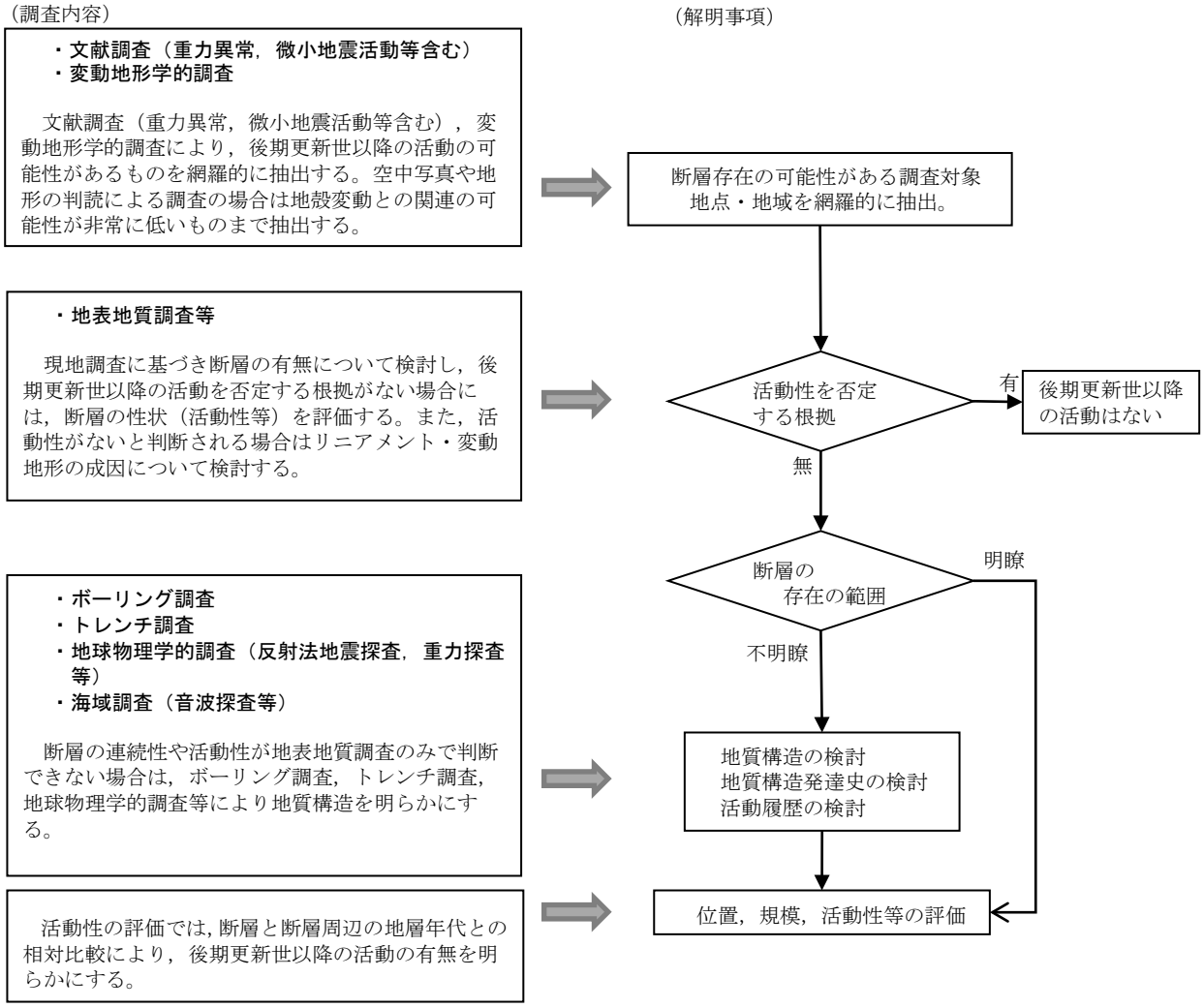



図 2 断層調査の基本的流れ

**4-1. 断層の活動性の調査・評価**

断層の活動性評価にあたっては、地形・地質と断層の形成順序から活動年代を決める手法（上載地層法）の適用を基本とするが、後期更新世以降の地層が欠如するなど適用が困難な場合には、12 万～13 万年以前の岩脈・鉱脈等との接触関係（切断脈法）、接触変成との関係、断層破砕物質の性状等の観点から総合的に判断する。これらの手法により断層の最新活動年代を評価する場合には、周辺の地質構造発達史等を踏まえた総合的な評価を行うことが重要であり、断層の連続性や変位・変形の分布や性状、応力場の観点を考慮して、調査結果が整合的であることを慎重に検討することが必要である。

**4-2. 断層変位量の調査・評価**

後期更新世以降の活動を否定できない断層等については、断層変位地形の調査、断層露頭の観察、トレンチ調査、ボーリング調査を適宜組み合わせることで断層の活動年代を把握し、そのイベント年代に対応する変位基準から 1 回あたりの変位量を推定する。例えば、累積変位と活動回数から 1 回あたりの平均変位量を求めたり、各回のイベントに対する変位量が分かる場合にはばらつきも含めて評価する。

断層変位の痕跡は、時間経過に伴って侵食・堆積などの作用を受けて徐々に失われていくため、断層の分布や変位が全長にわたって確認できることは期待できず、地層に被覆されて断層運動の痕跡が地層中に残っている地点のみで調査することになる。このような制約の中において、取得された変位データから変位量を評価する上では、そのサンプルの代表性や変位分布の固有性などを検討しておくことも重要である。

**4-3. 断層変位量を評価するための地盤調査**

後述する数値解析による設置地盤の変位・変形量を評価する際の地盤モデルには、地盤の構造や力学特性を適切に反映する必要があるため、ボーリング調査、トレンチ調査、弾性波探査等を実施するとともに、原位置試験および室内試験を適切に選択して実施する。

**5.断層変位ハザードの評価**

後期更新世以降の活動を否定できない断層が施設基礎面にあると判断された場合、当該断層の変位量を評価する。検討用の断層変位量は、地質調査結果、数値解析および地表地震断層データベースに基づいて設定するものであり、具体的な検討方法について、以下に順に述べる。

**5-1. 地質調査結果に基づく変位量δｉの検討**

敷地におけるボーリング調査、トレンチ調査、試掘坑調査などの調査結果から得られた１回あたりの変位量がある場合は、最大限これを活用することとし、これに不確かさを適切に考慮して δi を設定する。

具体的には、敷地における１回あたりの変位量の分布状況から推定した施設位置での変位量をそのまま δi とするのではなく、敷地の地質調査結果から不確かさの度合いが把握できる場合はそれを活用し、把握できない場合は後述する地表地震断層データベースに基づく不確かさを考慮した上で δi を設定する。

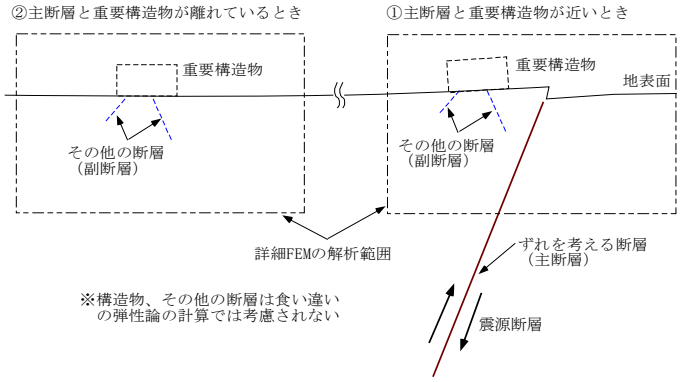
**5-2. 数値解析に基づく変位量δａの検討**

数値解析による設置地盤の変位・変形量の評価にあたっては、敷地内で地質調査によって推定された変位の再現性を確認することにより、評価に用いる解析手法（解析モデル、計算方法等）が適切かどうか確認する。その後、不確実性を考慮したパラメータスタディを実施した上で設置地盤の変位・変形量を評価する。

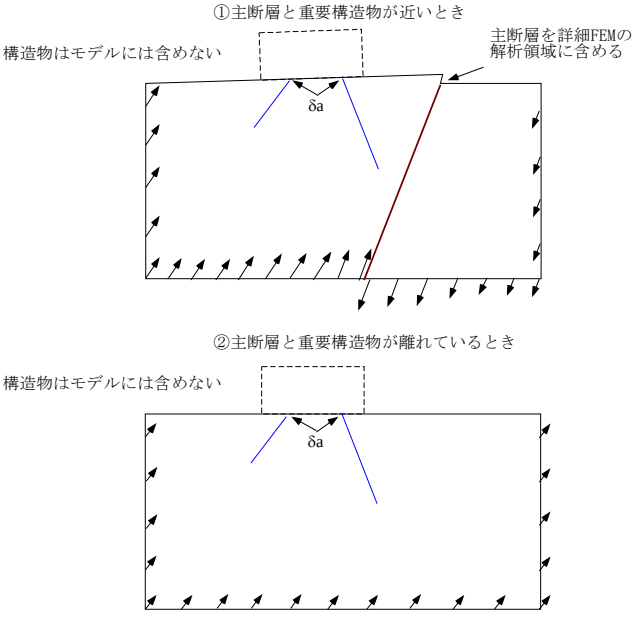
**(1)解析手法**

数値解析手法は地殻の半無限地盤モデルの食い違い理論による弾性解を用いる手法（以下「食い違いの弾性論」という）および設置地盤の詳細モデルの有限要素法解析（以下「詳細 FEM モデル」という）を基本とする。

食い違いの弾性論により、評価対象となる断層変位に関連する震源断層の破壊によるすべり量を断層面に静的な変位として与え、半無限地盤中の変位分布の弾性解を得ることができる。断層活動に伴う地殻変動による観測変位が弾性理論でもある程度説明




a. 食い違い弾性論による変形計算




b. 詳細 FEM による断層変位計算

図３ 数値解析による変位・変形量の評価

できることから、この手法により広域的な地殻変動を求める（図 3 の a)。

次に、評価対象施設の設置地盤の変位・変形量を求めるために、詳細 FEM モデルによる静的弾塑性解析を実施する。食い違いの弾性論により詳細 FEM モデル境界での変位量を算出し、それを変位あるいは換算した地殻応力として境界条件として与える（図 3 の b)。有限要素法解析による設置地盤の変位・変形量評価においては、地形・地質・地盤調査の結果に基づき、設置地盤のモデル化を適切に行う。このとき、構造物はモデル化しない。また、評価対象となる断層変位に関連する震源断層の延長部である主断層が構造物に近い場合、主断層が含まれるように解析領域を設定し、そのずれを考慮する。

横ずれや斜めずれ断層の場合や、分岐断層や副断層が存在する場合には、必要に応じて詳細 FEM モデルを 3 次元とすることが望ましい。

食い違いの弾性論や静的 FEM 解析以外の手法として、様々な計算手法を利用した動力学的シミュレーションを必要に応じて検討に用いる。また、有限要素法に代わり粒状体モデルを用いた解析手法を用いることも考えられる。個別要素法、粒子法等の粒状体解析手法では、多様な破壊形態を表現することが可能である。

**(2) 設置地盤における変位量の検討**

設置地盤における変位量 δa は構造物と地盤との境界で評価して設定する。検討用の変位量の評価に当たっては不確かさを適切に考慮する必要があるため、詳細 FEM モデルの断層や岩盤の構造や力学特性等について合理的に変動範囲を定め（例えば、平均値＋標準偏差)、それぞれの因子を組み合わせてパラメータスタディを行うことにより考慮する。

**5-3. 地表地震断層データベースに基づく変位量 δ d の検討**

既に構築された主断層および副断層の変位量に関するデータベースや、独自に構築または追加したデータベースに基づき、評価対象断層とデータベースにおける断層を比較し、断層のタイプ・規模・活動履歴、周辺の地形・地質・地盤等の類似性から、δd を設定する。

δd の設定にあたっては、断層長さ（または地震規模）と断層変位量との関係式や、副断層についての原子力安全推進協会(2013)[1)]のデータベース等が活用できる。δd の設定にあたっては、地表地震断層データベースを踏まえて不確かさを適切に考慮する。

**5-4. 検討用の断層変位量 δ s の設定**

地質調査結果に基づく δi、数値解析に基づく δa、地表地震断層データベースに基づく δd を総合的に勘案して、構造物と地盤の境界に与える検討用の断層変位量 δs を設定する。その際、評価対象断層の 1 回あたりの変位量のデータがあるか、または推定可能かどうか、その変位の原因となった地震に関するデータがあるかどうか踏まえて十分に吟味した上で δs を設定する。δs の設定にあたっては、確率論的断層変位ハザード解析（PFDHA）の結果を

表 1　検討用の断層変位量 δs の設定方法例

| 項目 | 地質調査結果に基づく δi | 数値解析結果に基づく δa | 地表地震断層データベースに基づく δd |
|---|---|---|---|
| 平均値 | 敷地内の 1 回あたりの変位量 | 数値解析（この場合、再現計算は平均値という位置づけ） | データベースから求めた平均値 |
| 不確かさ | 方法 1：敷地内のデータから求めたばらつき（例えば、標準偏差）<br>方法 2：地表地震断層データベースから求めたばらつき（例えば、標準偏差） | 数値解析によるパラメータスタディ | データベースから求めたばらつき（例えば、標準偏差） |
| 設定値 | 敷地内の 1 回あたりの変位量＋ばらつき（方法 1 または 2） | パラメータスタディ結果 | データベースから求めた平均値＋データベースから求めたばらつき |
| δs | ・δi、δa および δd を総合的に勘案して、構造物と地盤の境界に与える変位量を設定<br>・1 回あたりの変位量のデータがあるか、または推定可能かどうか、変位の原因となった地震に関するデータがあるかどうかの判断結果を踏まえ、δi、δa および δd を十分に吟味した上で δs を設定<br>・δs の設定にあたっては、PFDHA の結果を参照する | | |

参照することができる。参照にあたっては、δs の年超過頻度が地震動や津波の確率論的ハザード評価において適用されている目安値と同程度あるいはそれ以下であることを確認することなどが考えられる。

施設基礎面に後期更新世以降の活動を否定できない断層が複数分布する場合は、施設に与えるリスクを考慮して選定した断層に δs を与えることが必要になる。選定にあたっては、活動の可能性、断層のずれの方向、断層破砕部の幅、硬さおよび固結の度合い、断層条線等から得た断層運動像、断層の空間的な広がり等を考慮することが重要であり、必要に応じて複数の断層を選定する。

**5-5. 確率論的断層変位ハザード解析**

前節までに示した確定論的な評価に用いる δs の評価と並行して、δs 設定時の参照用および確率論的な評価に用いるため、PFDHA を実施する。PFDHA の実施に際しては、Youngs et al. (2003)[2]、Petersen et al. (2011)[3]、高尾ら(2013、2014)[4,5]などに示された方法および評価式（経験式）を用い、考えられる認識論的な不確かさを可能な限りロジックツリーに反映して評価地点における 1 年あたりの変位－超過頻度関係を算出する。実施例を図 4 に示す。

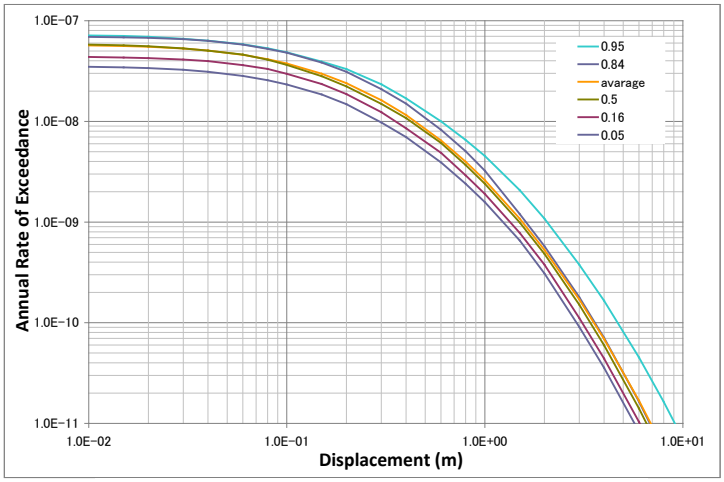



図 4　PFDHA の実施例 [5]

PFDHA で得られる変位量は、δs と同様に、構造物と地盤の境界位置において定義されるものであり、当該構造物が設置されていない状態での変位量である。施設の影響評価にあたっては、構造物が設置されていない状態での変位量を再現できるように FEM 等の解析モデルの境界条件を設定した上で、構造物が設置されている状態での変位量を計算する必要がある。

**6. まとめ**

本稿では、断層変位のハザード評価に関して、これまでに関連分野で得られている知見を最大限活用し、不確実性も考慮した適用可能な方法として取りまとめた。今後とも知見の蓄積を継続し、関連する学術分野間での連携・協調を深化させながら、より一層信頼性の高いものにしていく努力が必要である。

**参考文献**

1) 原子力安全推進協会：原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書、2013 年、http://www.genanshin.jp/archive/sitefault/

2) Youngs, R.R., et al.：A methodology for probabilistic fault displacement hazard analysis (PFDHA), Earthquake Spectra, Vol.19, No.1, 2003, pp.191-219.

3) Petersen, M.D., et al.：Fault displacement hazard for strike-slip faults, Bull. Seismol. Soc. Am. 101, 2011, pp.805-825

4) 高尾誠、土山滋郎、安中正、栗田哲史：確率論的断層変位ハザード解析手法の日本における適用、日本地震工学会論文集、第 13 巻、2013 年、pp.17-36.

5) 高尾誠、上田圭一、安中正、栗田哲史、中瀬仁、京谷孝史、加藤準治：確率論的断層変位ハザード解析の信頼性向上、日本地震工学会論文集、第 14 巻、第 2 号、2014 年、pp.16-36.

総合講演・報告 4「『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告」

# 断層変位に対する工学的なリスク評価　(3)断層変位の施設への影響評価

Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach

(3) Risk evaluation method to the nuclear facilities by fault displacements

*岡本 孝司[1]

[1]東京大学、調査専門委員会委員

## 1. はじめに

本稿では、報告(1)の図 4 で提示した断層変位に対する全体評価手順のうち、施設の影響評価手法の適用性、評価において事故シーケンスを活用する裕度評価手法の適用概念について記す。

## 2. 施設の影響評価手法

### 2-1. 影響評価手法の選定・位置づけ

日本原子力学会標準委員会において、「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」（以下「外部ハザード選定標準」という）が制定されている。外部ハザード選定標準では、すべての外部ハザードに対して確率論的リスク評価（PRA）等の詳細なリスク評価が必要ではなく、リスク評価方法としては、定性的な評価、ハザード分析（発生頻度又は影響)、裕度評価、簡易な PRA など、様々な方法が考えられるとし、具体的な定量的リスク評価方法を提示している。

本調査専門委員会として、外部ハザード選定標準の考え方と定量的リスク評価方法を参考に、報告(1)の図 1 に示す断層変位に対する施設影響評価手法（裕度評価、PRA）を位置づけた。

### 2-2. 評価手法の適用性

断層変位に対する施設影響評価手法を適用する際には、それぞれの手法の特徴、適用限界等を踏まえることが必要であり、また、活用できる技術情報が限定される場合は、評価が安全側となるような工学的な条件を適切に付して評価結果（リスク分析結果）を得ていくことになる。

＜裕度評価＞

・裕度評価は、各設備に対して機能維持の観点から実力としての評価を行い、プラントシステム全体としての状態を把握していく手法である。したがって、一部の設備が機能を維持できていない状態も含めて評価することができ、例えば断層変位の発生位置が局所的であるという特徴を踏まえれば、安全上重要な設備の分散配置の効果を把握することもできる。

評価のための技術情報が不足する場合は、評価が安全側となるような工学的な条件を適切に付し、プラントシステム全体の状態を事故シーケンスとして評価することにより、例えば炉心損傷までの余裕などのリスク情報を得ることができる。

事故シーケンスとして評価できるので、必要に応じて事故に備えて用意している可搬型設備などの活用によるアクシデントマネジメントの有効性も含めて評価することができる。

炉心損傷までの余裕といった影響の評価に加え、ハザードの発生頻度と組み合わせることによって、その事故シーケンスの頻度も推定できる。

評価に用いる変位量を漸増させることによりプラントの弱点を把握することができ、したがって、想定を超える断層変位に対する評価にも適している。

*Koji Okamoto[1]

[1]The University of Tokyo, Member of the Committee

・報告(1)の図 4 の注釈※１で示すように、ここでは裕度評価の中に外部ハザード選定標準における影響度分析も含めて整理している。

影響度分析は、断層変位の変位量が小さい場合において、確立された構造強度の評価体系の中で、施設設置時における設計情報の範囲内で評価ができる。

この場合は、事故シナリオ・事故シーケンス評価を活用するまでもなく、設備の評価までで安全機能が維持できることなどのリスク情報を得ていく。

＜確率論的リスク評価（PRA）＞

・PRA は、確率論的なハザード評価を入力情報として炉心損傷頻度（CDF）などのリスク情報を評価できる手法である。

断層変位に対する PRA は、断層変位に対する施設のフラジリティ評価等に係るデータ拡充の段階にあるが、簡易な PRA として、安全側の条件を付して事故シーケンスを整理することにより、感度解析としてのリスク情報を得ていくこともできる（報告(1)の図 4 中の注釈※２）。これにより、例えば他の内部事象や外部事象による CDF と比較することにより、リスクの程度を把握することができる。

断層変位に関する PRA の適用の考え方と課題については、原子力学会標準「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2015」にとりまとめられている。

## 3. 裕度評価手法の適用概念

### 3-1. 建屋直下の断層変位への適用概念

#### (1) 評価手順

原子炉建屋等の直下に断層変位を仮定した場合の裕度評価のフローを表 1 に示す。ここでは PWR の例としている。

ア．断層変位による影響を直接受けるのは岩盤に支持されている建屋であり、断層変位を強制変位として建屋基礎版下端に入力し、３次元の非線形 FEM 解析によって、断層変位による建屋の損傷状態を評価する（図 1）。

断層変位による建屋の構造健全性は、床面・壁に発生するひずみのほか、基礎の傾斜や層間変形に基づき評価する。これらは、建屋内に設置されている機器・配管系の評価に必要な情報でもある。

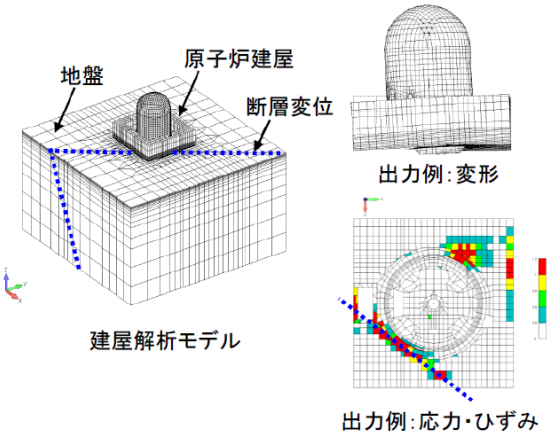



図１　建屋解析モデル、出力例

表１　断層変位に対する裕度評価のフロー

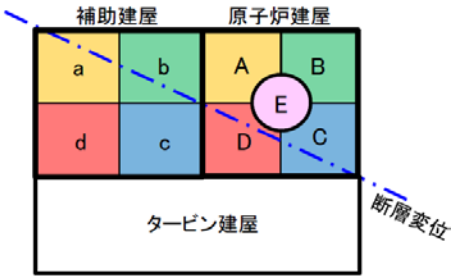
| 断層変位の位置 | 建物・構築物の損傷状態 | 機器・配管系で考慮する変位影響 | 機器・配管系で防止する損傷形態 | リスク評価 |
|---|---|---|---|---|
| 建屋直下の場合<br>補助建屋　原子炉建屋<br>断層変位<br>タービン建屋 | 有意な損傷無し<br>（○） | 建屋の傾斜<br>建屋間の相対変位 | 動的機器の機能損傷<br>渡り配管等の構造損傷 | プラントシステム全体としての裕度に基づくリスク評価 |
| | 基礎・壁・床の局部損傷<br>（△，×） | 建屋支持機能の低下<br>建屋の傾斜<br>建屋の変形<br>建屋間の相対変位 | 機器定着部の構造損傷<br>動的機器の機能損傷<br>大型機器の構造損傷<br>渡り配管等の構造損傷 | |

表 2　建屋の評価結果例

| 断層変位※1（縦ずれ） | 評価エリア | 原子炉建屋※2 | | | | | 補助建屋※2 | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | A | B | C | D | E | a | b | c | d |
| 10cm | 地下1階 | ○ | ○ | △ | △ | ○ | △ | △ | ○ | ○ |
| | 地下2階 | ○ | ○ | △ | △ | ○ | △ | △ | ○ | ○ |
| 20cm | 地下1階 | ○ | ○ | △ | △ | ○ | △ | △ | ○ | ○ |
| | 地下2階 | ○ | ○ | △ | △ | ○ | △ | △ | ○ | ○ |
| 30cm | 地下1階 | ○ | △ | × | × | ○ | × | × | ○ | ○ |
| | 地下2階 | ○ | △ | × | × | ○ | × | × | ○ | ○ |
| 50cm | 地下1階 | △ | △ | × | × | △ | × | × | △ | △ |
| | 地下2階 | △ | △ | × | × | △ | × | × | △ | △ |

※1：断層変位量は，裕度評価のイメージを表現するために任意に設定したもの。
※2：本表は評価結果を簡略化して整理しているが，実プラントの評価では建屋のエリアを更に細かく区分するなどして評価する。

【凡例】 ○：有意な損傷無し
△：基礎・壁・床に局部損傷があるが，機器の支持性能が可能と判断できる状態
×：基礎・壁・床の損傷によって機器の支持性能が困難な状態




なお、機器の設置位置での局部的な詳細モデルを採用することで、個々の機器に対する一層精緻な評価が可能となる。

建屋側の簡略評価例を表 2 に示す。

イ．機器・配管系は、建屋側からのアウトプットである床面・壁のひずみに基づき支持機能の有無を評価する。支持機能が確保されている機器については、床面の傾き・変形、建屋間相対変位に基づき、構造損傷及び機能維持評価を行う。

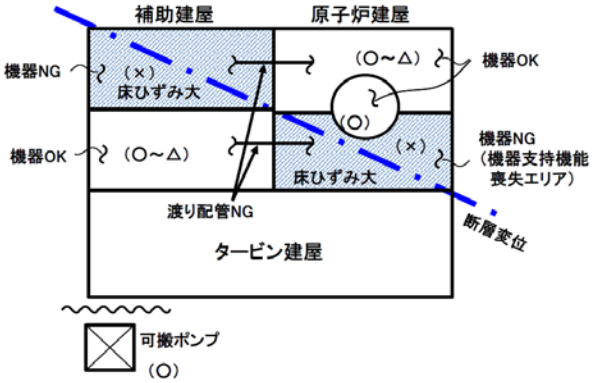



図 2　エリア毎の機器・配管系への影響例

機器・配管系の評価は、原則として原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601-2008）に基づくが、建屋の損傷状態に応じて 3 次元非線形 FEM 解析等による弾塑性評価を実施し、実耐力を評価する。

建屋側からのアウトプットを引き継いだ機器・配管系の簡略評価例を図 2 及び表 3 に示す。

ウ．機器・配管系の評価を受けて、事故シーケンスを活用した評価を行う。

評価に当たっては、地震動に対する PRA などの既存のモデルを利用して、断層変位の影響を考慮できる事故シーケンス評価モデルを構築し、ある断層変位量を想定したときの機器の損傷状態をインプットとして事故シーケンス評価モデルに基づくシステム評価を実施する。

断層変位量をパラメトリックに振ったときの炉心損傷シーケンスの有無により、断層変位に対する裕度を評価する（必要に応じて格納容器機能喪失シーケンスの有無を評価）。

これにより、炉心損傷に支配的な事故シーケンスを分析し、重要な安全機能の喪失、機器の損傷等を抽出すること等により、炉心損傷に対する裕度を評価する。

事故シーケンス評価（イベントツリー）の例を図 3 に示す。この例においては、以下のように記述することができる。

・主給水機能が喪失する場合、原子炉建屋内の補助給水系により安全機能が維持される。

・3 台の補助給水ポンプがすべて機能喪失する場合は、補助建屋にある高圧注入ポンプを用いたフィードアンドブリードを活用する。

・2 台の高圧注水ポンプがすべて機能喪失する場合は、代替手段として有効な可搬ポンプ等を活用する。

表 3　機器・配管系の評価結果例

| 断層変位※（縦ずれ） | 原子炉建屋 | | | | 補助建屋 | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 躯体の損傷エリアに設置の機器 | | 躯体の健全エリアに設置の機器 | | 躯体の損傷エリアに設置の機器 | | 躯体の健全エリアに設置の機器 | |
| 10cm | — | — | PRV<br>PMP1<br>SFP1<br>AFWP-TD<br>AFWP-MDA/B<br>CSP2A/B | ○ | — | — | CPP1A/B<br>RHP1A/B<br>CSP1A/B/C<br>SIP1A/B | ○ |
| 20cm | — | — | PRV<br>PMP1<br>SFP1<br>AFWP-TD<br>AFWP-MDA/B<br>CSP2A/B | ○ | — | — | CPP1A/B<br>RHP1A/B<br>CSP1A/B/C<br>SIP1A/B | ○ |
| 30cm | AFWP-TD<br>AFWP-MDA/B<br>CSP2A/B | × | PRV<br>PMP1<br>SFP1 | ○ | CPP1B<br>RHP1B<br>CSP1B<br>SIP1B | × | CPP1A<br>RHP1A<br>CSP1A/C<br>SIP1A | ○ |
| 50cm | AFWP-TD<br>AFWP-MDA/B<br>CSP2A/B | × | PRV<br>PMP1<br>SFP1 | ○ | CPP1B<br>RHP1B<br>CSP1B<br>SIP1B | × | CPP1A<br>RHP1A<br>CSP1A/C<br>SIP1A | ○ |

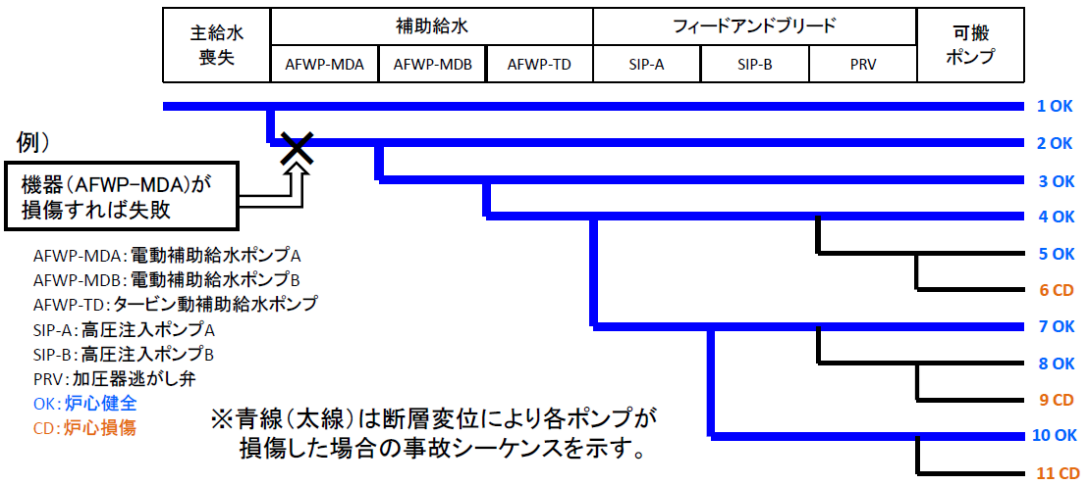
※断層変位量は，裕度評価のイメージを表現するために任意に設定したもの。

【凡例】 ○：機器の機能維持
×：機器の機能喪失

PRV：加圧器逃がし弁
PMP1：1次系補給水ポンプ
SFP1：使用済燃料ピットポンプ
AFWP-TD：タービン動補助給水ポンプ
AFWP-MDA/B：電動補助給水ポンプA，B
CSP2A/B：ほう酸ポンプA，B

CPP1A/B：格納容器スプレイポンプA，B
RHR1A/B：余熱除去ポンプA，B
CSP1A/B/C：充てん／高圧注入ポンプA，B，C
SIP1A/B：高圧注入ポンプA，B

図 3　断層変位に対するイベントツリーの例




**(2) 評価結果の整理と考察**

裕度評価手法の適用により得られた結果を整理すると、例えば表 4 のように示すことができ、変位量に応じて以下のように考察することができる。

・断層変位を想定した裕度評価の結果、深層防護の考え方に従った多様な設備の分散配置の効果等により、炉心損傷には至らない（炉心損傷に対して余裕がある）。

・代替手段（代替の注水ポンプ、アクシデントマネジメント）はリスク低減に有効である。

・評価結果は、リスクの更なる低減のための追加の対応策を講じる意思決定に活用できる。

なお、以上の断層変位に対する裕度評価手法の適用概念は、裕度評価のイメージを示すことを目的とし、事故シーケンスや損傷を評価する安全上重要な設備等を単純化して示している。実プラントの評価に適用する場合には、配管、ケーブル、従属性のあるサポート系設備等の評価対象となる設備に対して、設備影響の範囲や損傷シナリオを適切に考慮して評価していくことになる。

表 4　断層変位に対する裕度評価結果例

<table>
<tr><td rowspan="2"></td><td colspan="8">断層変位※1（縦ずれ）</td></tr>
<tr><td colspan="2">10cm</td><td colspan="2">20cm</td><td colspan="2">30cm</td><td colspan="2">50cm</td></tr>
<tr><td rowspan="2">代替手段なし</td><td>躯体損傷有<br>機器損傷無</td><td rowspan="2">炉心損傷無</td><td>躯体損傷有<br>機器損傷無</td><td rowspan="2">炉心損傷無</td><td>躯体損傷有<br>機器損傷有</td><td rowspan="2">炉心損傷の可能性有</td><td>躯体損傷有<br>機器損傷有</td><td rowspan="2">炉心損傷の可能性有</td></tr>
<tr><td colspan="2">同上</td><td colspan="2">同上</td><td>同上</td><td>炉心損傷無</td><td>同上</td><td>同上</td></tr>
<tr><td>代替手段あり※2</td><td colspan="2">同上</td><td colspan="2">同上</td><td>同上</td><td>炉心損傷無</td><td>同上</td><td>同上</td></tr>
<tr><td>追加の対応策<br>（可搬設備の更なる多様化等）</td><td colspan="2">同上</td><td colspan="2">同上</td><td colspan="2">同上</td><td>同上</td><td>炉心損傷無</td></tr>
</table>

※1：断層変位量は，裕度評価のイメージを表現するために任意に設定したもの。
※2：代替の注水ポンプや，可搬ポンプ等のアクシデントマネジメント

（注）本表の例は，前出の図表にある評価結果例と対応しているものではない。

### 3-2. 非常用海水系直下の断層変位への適用概念

非常用の海水取水系の直下に断層変位を仮定した場合で、海水ポンプによる取水機能や取水路の通水断面が確保できないような場合は、既に用意されている可搬型のポンプ、ヒートシンク車等のアクシデントマネジメントの有効性を確認することにより、建屋直下の場合と同様、断層変位に対する施設影響を評価することができる。

（講演では、本稿以外のケースもの適用概念も含めて検討状況を報告する。）

## 4. まとめ

断層変位が原子力施設に与える影響を評価するための手法のうち、裕度評価手法の適用概念等を示した。

この手法の適用により、断層変位に対する原子力安全のための評価をすることができ、想定を超える事象も含めて、設備や安全機能の状態（維持あるいは喪失）、炉心損傷に対する裕度などをリスク情報として得て、得られたリスク情報を活用して、代替手段の有効性の検証、リスク低減のための更なる対応策のための意思決定をすることができる。また、報告(1)で記したように、大規模損壊に対して用意される対応策も有効に活用できる。

本調査専門委員会で対象としている断層変位に限らず、裕度評価等によって得られたリスク評価の結果を、現場でのアクシデントマネジメントの改善や教育訓練、様々な事象の想定・机上訓練に反映し、弛まぬ安全性向上に繋げていくことが必要である。

そして、それを促すための取組みが、引き続き求められている。

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [2F11-14] Liquid waste treatment 1

Chair: Yu Tachibana(Nagaoka Univ. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [2F11] Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System
(1)Overview of the System

*Ken Yamaguchi[1], Kei Kobayashi[1], Keiji Ishikawa[1], Takashi Nishi[2], Takashi Asano[2], Kenji Noshita[2], Shunsuke Miyake[2], Takako Sumiya[2], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3] (1.TEPCO, 2.HGNE, 3.HITACHI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [2F12] Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System
(2)Removal Process of Radioactive Strontium

*KENJI NOSHITA[1], Ken Yamaguchi[2], Kei Kobayashi[2], Keiji Ishikawa[2], Takashi Nishi[1], Takashi Asano[1], Shunsuke Miyake[1], Takako Sumiya[1], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3] (1.HGNE, 2.TEPCO, 3.HITACHI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [2F13] Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System
(3)pH Optimization Technique by pH-Buffering Tower

*Takako Sumiya[1], Ken Yamaguchi[2], Kei Kobayashi[2], Keiji Ishikawa[2], Takashi Nishi[1], Takashi Asano[1], Kenji Noshita[1], Shunsuke Miyake[1], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3] (1.HGNE, 2.TEPCO, 3.HITACHI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [2F14] Development of Performance Evaluation Method for Setting Up Water Treatment Facility for Subdrain etc.

*Toshimasa Ohashi[1], Ken Yamaguchi[2], Kei Kobayashi[2], Yuichi Kurosaki[2], Keiji Ishikawa[2], Mitsuyuki Yamazaki[2], Yuko Kani[1], Yasuo Yoshii[1], Fumio Takahashi[1], Takashi Asano[3] (1.HITACHI, 2.TEPCO, 3.HGNE)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# 高性能多核種除去設備の開発
# (1) 設備の概要

Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System
(1) Overview of the System

*山口 献[1], 小林 敬[1], 石川 敬司[1], 西 高志[2], 浅野 隆[2], 野下 健司[2], 三宅 俊介[2],
住谷 貴子[2], 可児 祐子[3], 三宮 豊[3]
[1]東電 HD, [2]日立 GE, [3]日立・研開

福島第一原子力発電所内に貯蔵されている、高濃度の放射性ストロンチウムを含む汚染水の処理を目的に高性能多核種除去設備を開発した。本設備の特徴として、前処理として凝集沈澱処理を行わず吸着処理により核種除去する処理プロセスなどが挙げられる。本発表では設備の概要と処理実績について報告する。
**キーワード**：福島第一原子力発電所、高性能多核種除去設備、汚染水、ストロンチウム

## 1. 緒言

2014 年 10 月から高性能多核種除去設備の実証試験を開始した。前回[1]報告したように既存の多核種除去設備は、核種除去プロセスとして、吸着材による処理の前段に鉄共沈・炭酸塩沈澱処理を採用しており、水分含有量の多いスラリーが廃棄物として発生し、多核種除去設備から発生する全廃棄物量の 9 割以上を占めている。廃棄物発生量低減の観点から、鉄共沈・炭酸塩沈澱処理は行わず、吸着材等の固体の形態で核種を除去するプロセスを、RO 濃縮水や Sr 処理水といった汚染水を実際に処理しながら開発を進めた。

## 2. 開発概要

### 2-1. 設備概要

本設備の外観を図 1 に示す。フィルタ 4 基(2 系列を交互に使用)と吸着塔 20 塔で構成され、定格 500m3/日の処理容量を有する。

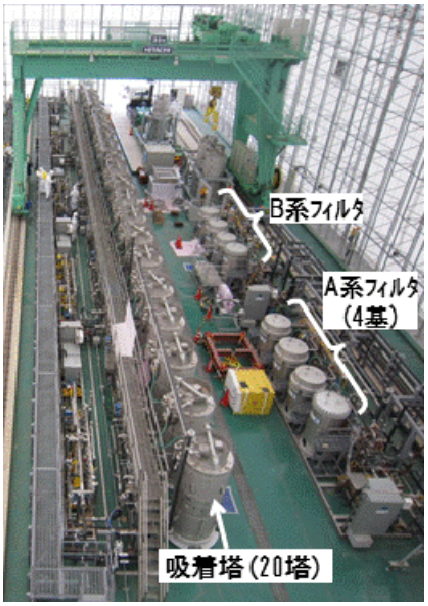


図 1　高性能多核種除去設備の外観

### 2-2. 処理実績

2014 年 10 月～2015 年 4 月の間に RO 濃縮水を約 5 万 m3 処理しながら、初期性能として 62 核種の放射性物質を除去する性能を有すること、放射性廃棄物の発生量が従来の 80%程度削減できることを確認した。一方で、Sr-90 濃度を低下させるためには適切な酸注入が必要なこと、Cs･Sr 同時吸着塔の交換周期が短いという課題を確認した。このため、2015 年 4 月以降は Sr 処理水を約 6 万 m3 処理しながらプロセスを見直し、課題を解決することができた。

## 3. 結論

汚染水のリスク低減に貢献しながら、前処理として沈澱処理を行わない、廃棄物発生量の少ない多核種除去設備を開発した。

### 参考文献

[1] 山口 献ほか；高性能多核種除去設備の開発（1）開発計画，日本原子力学会「2014 年秋の大会」G19

*Ken Yamaguchi[1], Kei Kobayashi[1], Keiji Ishikawa[1], Takashi Nishi[2], Takashi Asano[2], Kenji Noshita[2], Shunsuke Miyake[2], Takako Sumiya[2], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hitachi, Ltd.
本報告は、資源エネルギー庁補助事業：汚染水処理対策事業（高性能多核種除去設備実証事業）の成果の一部である。

# 高性能多核種除去設備の開発
# (2) 放射性ストロンチウムの除去プロセス

Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System

(2) Removal Process of Radioactive Strontium

山口 献[1], 小林 敬[1], 石川 敬司[1], 西 高志[2], 浅野 隆[2], *野下 健司[2], 三宅 俊介[2],
住谷 貴子[2], 可児 祐子[3], 三宮 豊[3]
[1]東電 HD, [2]日立 GE, [3]日立・研開

処理水中にはごくわずかに放射性ストロンチウムと有機物の錯体成分が存在すると考えられ、処理水を吸着材に通水するのみでは 1Bq/cm$^3$ オーダーまでしか除去できない。このため、本設備ではストロンチウム錯体を酸解離し、有機物成分を吸着塔で除去することで、Sr-90 を十分に低い濃度まで除去可能な手法を開発した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所、高性能多核種除去設備、汚染水、ストロンチウム、錯体

## 1. 緒言

多核種除去する高濃度の Sr-90 を含む汚染水は、燃料冷却のため逆浸透膜で淡水を生成する際に発生する RO 濃縮水であり、逆浸透膜の保護のため Ca 化合物の析出を抑制するスケール防止剤などの有機物成分が添加されている。このため、汚染水中の Sr-90 のごく一部は有機物と錯体を形成するなどし、難吸着性の形態で存在することがわかった。このため、これらの難吸着性 Sr-90 を吸着可能なイオンに変換し、Sr-90 を十分に低い濃度まで除去可能な手法を開発した。

## 2. 放射性ストロンチウムの除去プロセス

開発した Sr-90 の除去プロセスを表 1 に示す。除去プロセスは以下の 4 ステップで構成される。ステップ 1：$Sr^{2+}$イオンの吸着除去、ステップ 2：残留している難吸着性 Sr 錯体の酸解離、ステップ 3：解離した有機物成分除去、ステップ 4：解離した$Sr^{2+}$イオンの除去。

図 1 に各ステップの処理水中の Sr-90 濃度の一例を示す。ステップ 1 で Sr-90 濃度が 1Bq/cm$^3$ オーダーまで低下することから難吸着性の Sr 錯体等が 0.01%オーダーで存在していることがわかる。また、ステップ 2～4 のプロセス後の Sr-90 濃度変化から、Sr-90 はステップ 4 において除去されることがわかる。

表 1　開発した Sr-90 除去プロセス

| ステップ | 目 的 | 模式図 |
|---|---|---|
| 1 | 吸着性 Sr-90の除去 | $Sr^{2+}$ → 吸着処理 (Cs・Sr吸着塔) *Sr錯体(～0.01%)は残留 |
| 2 | 難吸着性 Sr-90の酸解離 | 酸解離 Sr錯体 ⟶ $Sr^{2+}$ ＋ 錯体 |
| 3 | 有機物 成分除去 | 錯体 → 吸着処理 (キレート樹脂塔) |
| 4 | Sr-90の除去 | $Sr^{2+}$ → 吸着処理 (Cs・Sr吸着塔) |

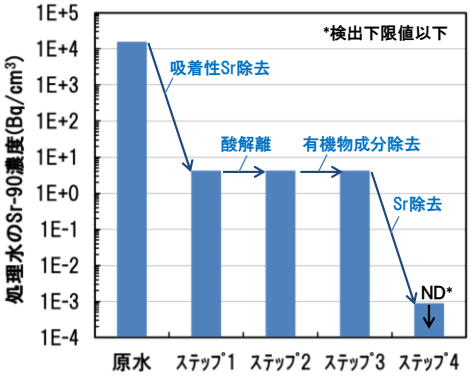



図 1　処理水中の Sr-90 濃度の一例

## 3. 結論

本手法の有効性を実証試験で確認し、Sr-90 を十分に低い濃度まで除去できることを実証した。但し、本プロセスで処理水を酸性化することが Cs・Sr 吸着塔の性能維持期間を短縮する課題が明らかになった（次発表で報告）。

---

Ken Yamaguchi[1], Kei Kobayashi[1], Keiji Ishikawa[1], Takashi Nishi[2], Takashi Asano[2], *Kenji Noshita[2], Shunsuke Miyake[2], Takako Sumiya[2], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hitachi, Ltd.

本報告は、資源エネルギー庁補助事業：汚染水処理対策事業（高性能多核種除去設備実証事業）の成果の一部である。

# 高性能多核種除去設備の開発
# (3) pH 緩衝塔による処理水 pH の最適化技術

Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System

(3) pH Optimization Technique by pH-Buffering Tower

山口 献[1], 小林 敬[1], 石川 敬司[1], 西 高志[2], 浅野 隆[2], 野下 健司[2], 三宅 俊介[2],
*住谷 貴子[2], 可児 祐子[3], 三宮 豊[3]
[1]東電 HD, [2]日立 GE, [3]日立・研開

ストロンチウム錯体の除去プロセスでは処理水を一旦酸性化するが、酸性では吸着材の除去性能が十分に発揮されない。通水するだけで処理水の pH を弱アルカリ性とするため、化合物を充填した吸着塔（pH 緩衝塔）の開発を進めてきた。開発した pH 緩衝塔により、ストロンチウムを目標濃度まで除去でき、その除去性能が維持される期間を大幅に延長できた。

**キーワード**：福島第一原子力発電所、高性能多核種除去設備、汚染水、ストロンチウム、pH 緩衝塔

## 1. 緒言

汚染水中の Sr-90 のごく一部は有機物と錯体を形成するなどの難吸着性の形態で存在するため、処理水を酸性化し Sr-90 を検出下限値以下まで除去可能な手法を開発した。しかし、酸性化した処理水を Cs・Sr 吸着材に通水すると、吸着材の Sr 吸着性能が低下することがわかった。このため、吸着塔に通水するだけで処理水の pH を最適な弱アルカリ性に調整することができる pH 緩衝塔を開発した。

## 2. pH 緩衝塔の原理と効果

pH 緩衝塔の原理を図１に示す。pH 緩衝塔の内部には粒状の Mg 系化合物が充填されており、酸性の処理水が流入すると化合物の一部が溶解することで pH を弱アルカリ性に調整する。この際、pH は化合物の溶解度により制限されているため、処理水中で沈澱が発生するような強アルカリ性になることもなく、流入する酸濃度が変動してもほぼ一定の pH 値に維持することが可能である。

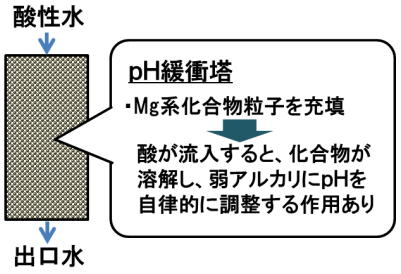



図１　pH 緩衝塔の原理

図２に示すようにラボ試験で pH 緩衝塔出口の pH が１ヶ月以上に亘り、弱アルカリ性に維持できる見通しが得られた。この後、実証試験装置で Sr 処理水を処理しながら、pH 緩衝塔の導入により Cs･Sr 吸着材の Sr 吸着性能が改善されることを実証した。

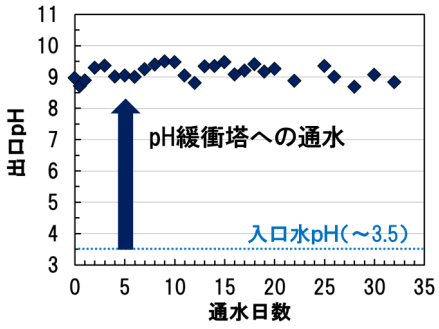



図２　pH 緩衝塔出口の pH 推移の一例

## 3. 結論

pH 緩衝塔により Cs・Sr 吸着材にとって最適な pH 環境で Sr-90 を目標濃度まで除去でき、その除去性能が維持される期間を大幅に延長できた。以上のことから、廃棄物発生量が少なく、かつ安定した核種除去が可能な多核種核種除去設備を開発した。

---

Ken Yamaguchi[1], Kei Kobayashi[1], Keiji Ishikawa[1], Takashi Nishi[2], Takashi Asano[2], Kenji Noshita[2], Shunsuke Miyake[2], *Takako Sumiya[2], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hitachi, Ltd.

本報告は、資源エネルギー庁補助事業：汚染水処理対策事業（高性能多核種除去設備実証事業）の成果の一部である。

# サブドレン他浄化設備の性能評価手法の開発

Development of Performance Evaluation Method for Setting up Water Treatment Facility for Subdrain etc.

*大橋 利正[1]，山口 献[2]，小林 敬[2]，黒崎 裕一[2]，石川 敬司[2]，山崎 光潔[2]，
可児 祐子[1]，吉井 泰雄[1]，高橋 文夫[1]，浅野 隆[3]，野下 健司[3]，北本 優介[3]
[1]日立・研開，[2]東電 HD，[3]日立 GE

福島第一原子力発電所では、集水した地下水をサブドレン他浄化設備により浄化する。本研究では、浄化に用いる吸着塔の効率的な運用のため、Sr の除去性能評価が可能なシミュレーション技術を開発した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所、サブドレン他浄化設備、ストロンチウム、吸着、シミュレーション

**1. 緒言**　福島第一原子力発電所では、サブドレンおよび地下水ドレンで地下水を汲み上げ建屋への流入を防いでいる。集水した地下水は、微量に混入した Sr-90 や Cs-137 をサブドレン他浄化設備の吸着塔で浄化した後排水する。このとき、排水中の放射性物質濃度が告示濃度限度より十分に低く設定した排水基準を満足することを確認している。排水基準を満たすため、吸着塔は所定の性能を下回る前に交換する必要がある。本研究では、サブドレン他浄化設備の効率的な運用のため、吸着塔の交換周期を判断する主要因となる Sr の除去性能評価が可能なシミュレーション技術を開発した。

**2. 評価手法**　吸着塔の交換は塔出口の Sr-90 濃度により判断する。本研究では、移流拡散方程式[1]を基に吸着反応、水理学的分散[2]を考慮し、式(1)および(2)を用いて吸着塔出口の Sr 濃度の経時変化を計算した。

$$\frac{\partial c}{\partial t}+\left(\frac{u_0}{\varepsilon}\right)\frac{\partial c}{\partial x}=\left(D+\frac{u_0\lambda}{\varepsilon}\right)\frac{\partial^2 c}{\partial x^2}-\left(\frac{1-\varepsilon}{\varepsilon}\right)\frac{\partial c_p}{\partial t} \quad \cdots(1) \qquad \frac{\partial c_p}{\partial t}=a_p(K_d c-c_p) \quad \cdots(2)$$

ここで、c: 溶液中の Sr 濃度(ppm)、t: 時間(s)、$u_0$: 線速度(m/s)、λ: 水理学的分散長(m)、ε: 吸着材充填率(-)、x: 吸着塔中の位置(m)、D: Sr の拡散係数($m^2/s$)、$c_p$: 吸着材中の Sr 濃度(ppm)、$a_p$: 物質移動容量係数($s^{-1}$)、$K_d$: Sr の分配係数(L/kg)である。模擬試験として、表 1 の条件で Sr･Cs 同時吸着材を充填した吸着塔に Sr を 2 ppm 添加した NaCl 溶液を通水し、吸着塔出口 Sr 濃度の経時変化を調べた。シミュレーションで Cl: 40,000 ppm の結果を再現するように式(1)の各パラメータを決定した後、水質に依存する $K_d$ を変えて他の NaCl 濃度の結果の再現を試みた。

**3. 結果**　試験およびシミュレーションの結果を図 1 に示す。試験では、NaCl 濃度の増加に伴い吸着塔出口 Sr 濃度の上昇は速くなった。シミュレーションでは、Cl: 40,000 ppm の結果から決定したパラメータのうち $K_d$ のみを変化させることで Cl: 20,000、10,000 ppm の結果を再現できた。

**4. 結言**　水質に応じた分配係数により、Sr の除去性能評価が可能なシミュレーション技術を開発した。

表 1 試験条件

| | | |
|---|---|---|
| 試験液 | Sr (ppm) | 2.0 |
| | Cl (ppm)<br>※NaClとして添加 | 10,000<br>20,000<br>40,000 |
| 吸着塔 | 内径 (cm) | 1.0 |
| | 吸着材 | Sr･Cs同時吸着材 |

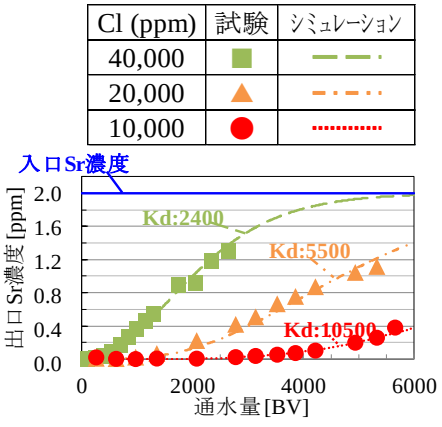



図 1 試験とシミュレーションの結果

**参考文献**

[1] 妹尾学他, イオン交換 – 高度分離技術の基礎 (1991).
[2] 西垣誠他, 土と基礎, 50(12), 80-85 (2002).

Toshimasa Ohashi[1], Ken Yamaguchi[2], Kei Kobayashi[2], Yuichi Kurosaki[2], Keiji Ishikawa[2], Mitsuyuki Yamazaki[2], Yuko Kani[1], Yasuo Yoshii[1], Fumio Takahashi[1], Takashi Asano[3], Kenji Noshita[3], Yusuke Kitamoto[3]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Thu. Sep 8, 2016 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [2F15-18] Liquid waste treatment 2

Chair: Yoshikazu Koma (JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

### [2F15] Study of adsorption behavior of new adsorbent of heavy water to tritium condensation

*Masayuki HARADA[1], Takahiro MORI[1], Yuta FUKATSU[1], Koichiro TAKAO[1], Takehiko TSUKAHARA[1] (1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [2F16] Adsorption properties of natural zeolite for strontium removal from the contaminated groundwate

*Takatoshi Hijikata[1], Tadafumi Koyama[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [2F17] Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant

(14)Study of Cs/Sr adsorption process by double linked column experiment.

*Masato Takano[1], Yoshiyuki Ito[1], Tatsuya Suzuki[2], Mayumi Takimoto[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3], Koichi Mori[4], Mamoru Iwasaki[4] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Nagaoka Univ. of Tec., 3.Union Showa K.K., 4.Kurita Water Industries LTD.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [2F18] Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant

(15)Study of cement based encapsulation in full-scale mixing

*Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Masaaki Yamashita[1], Kenichi Horiguchi[1], Junji Kojima[1], Etsuo Sakai[2], Daiki Atarashi[3] (1.JAEA, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Shimane University)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# トリチウム水濃縮にむけた新規吸着剤への重水の吸着挙動評価

Study of adsorption behavior of new adsorbent of heavy water to tritium condensation

*原田 雅幸、森 貴宏、深津 勇太、鷹尾 康一朗、塚原 剛彦
東京工業大学

福島第一発電所の滞留水に含まれるトリチウムの吸着による濃縮処理に関しトリチウムの模擬とした重水の吸着剤への吸着挙動を検討したところ有意な吸着を示したことが明らかになった。

**キーワード**：福島第一, トリチウム, 濃縮, 重水, 吸着

## 1. 緒言

福島の原子炉サイトのトリチウム水は諸事情から放出が不可能である。そこで、軽水と比較してトリチウム水の水素結合が弱くなることに着目し、その結果示される緩和時間がナノ空間に置かれた場合と比較し大きく異なることが考えられることを利用し、トリチウムの濃縮についてトリチウムの模擬として重水を用いて、種々のナノ空間を持つ吸着体ついて吸着挙動の検討を行った。

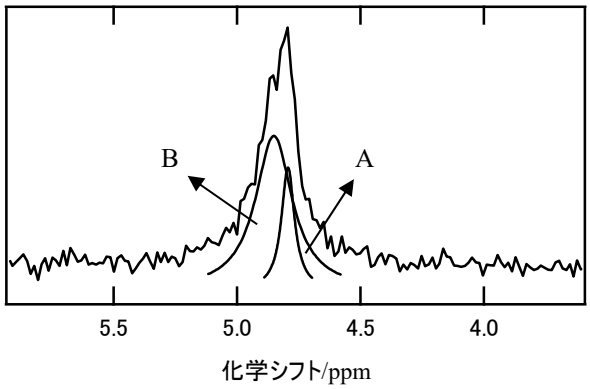
## 2. 実験

重水は蒸留水を用いた。ポリプロピレン容器に対応する量の吸着材と蒸留水を共存させて25℃にて必要量の時間振とうさせた。吸着剤を沈降させた蒸留水は 0.45 $\mu$ m の孔径を持つフィルターで処理をしたものを測定試料とした。吸着処理を行わない参照とする試料も同様の処理を行って核磁気共鳴装置にて重水素の測定(D NMR)を行い比較した。

## 3. 結論

天然の蒸留水には福島のトリチウム濃度と比較して $2.4\times10^7$ 倍の HDO が存在している。この濃度では比較的容易に D NMR 測定が可能である。この濃度が容易に吸着する吸着剤を選定することができればトリチウムの吸着濃縮に十分利用可能であると考える。結果の一例は、図に示すように医薬品の錠剤の崩壊剤として用いられる PVPP（ポリビニルポリピロリドン）を用いて重水の吸着の様子を D DMR スペクトルで示した。得られたスペクトルは試料管において下部に沈降した PVPP に対応する B と、共存する上部の蒸留水 A の二種類の吸収が存在することが分かった。細孔を有すると思われる PVPP においても重水の吸着が行われていることが示され、定量的な結果を含めて報告する予定である。

本研究は文部科学省科学研究費補助金挑戦的萌芽研究（15K14288）による成果の一部である。



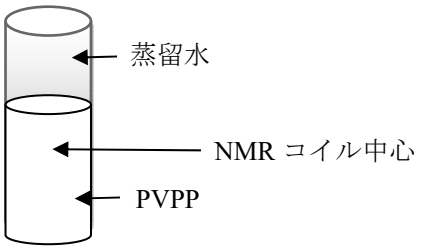




図　D NMR スペクトルの例とその時の NMR 測定におけるサンプルの位置

* Masayuki HARADA, Takahiro MORI, Yuta FUKATSU, Koichiro TAKAO and Takehiko TSUKAHARA
Tokyo Institute of Technology

# 天然ゼオライトによる汚染地下水のストロンチウム除去性能

Adsorption properties of natural　zeolite for strontium removal from the contaminated groundwater

*土方 孝敏[1]，小山 正史[1]
[1]一般財団法人電力中央研究所

安価で供給量のある天然ゼオライトは、福島第一原子力発電所の汚染地下水などの放射性 Sr 除去に有望な吸着剤である。産地別の天然ゼオライトについて海水成分の違いによる Sr 吸着性能を評価した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所，天然ゼオライト，地下水，ストロンチウム

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所のサイトに、事故直後の水位の高い滞留汚染水などに起因する放射性Srが混じった地下水がある。天然ゼオライトは、地下水からの放射性Srを除去する安価な吸着剤として有望である。サイト内の海側地下水には海水塩成分が含まれることから産地別の天然ゼオライトに対する海水塩成分のSr吸着性能に及ぼす影響を評価した。

## 2. 実験方法

6 種類の産地の異なる天然ゼオライト(Clinoptilolite)の Sr 平衡吸着試験を行った。初期 Sr 濃度 2 ～2000 ppm に海水塩含有率 0~約 0.5wt%(Na:1600ppm, K:54ppm,Ca:74ppm, Mg:180ppm)の混合溶液 40 $cm^3$と天然ゼオライト 0.04 g(溶液体積/固体重量比:V/S=1000($cm^3$/g))を入れた 50$cm^3$の遠沈管容器を、2Hz の振盪機上にて 120 時間以上撹拌を行った。攪拌後、試料溶液を採取し、0.45 μm のフィルターを通した後に、原子吸光度計で Sr 濃度を測定した。溶液中の Sr 濃度変化から、ゼオライトへ吸着された Sr 量(mmol/g)を評価した。

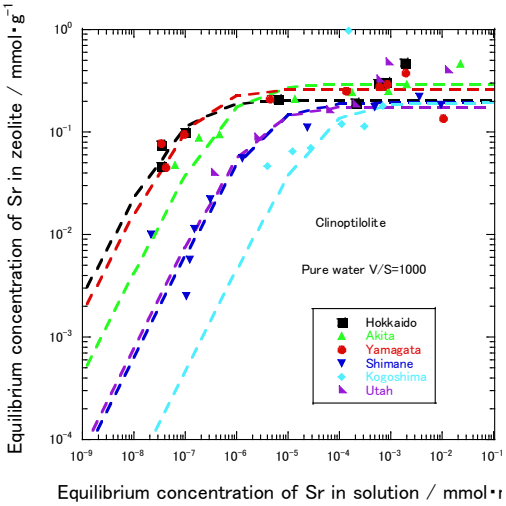



図 1　純水系での Sr 吸着等温図

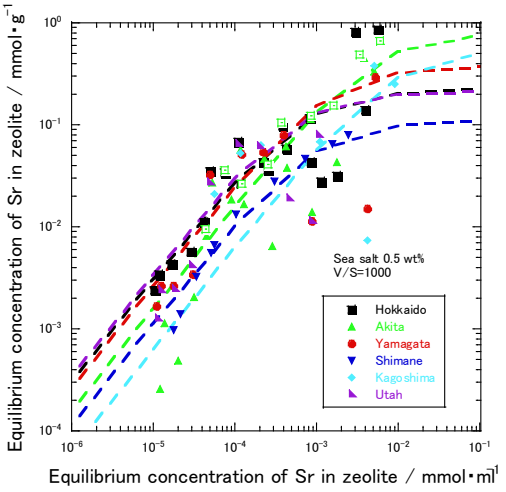



図 2　海水塩 0.5wt%での Sr 吸着等温図

## 3. 結果および考察

図 1 に純水系での Sr 吸着等温図を示す。同じ Clinoptilolite でも産地により Sr 吸着性能に大きな違いが見られ、北海道産＞山形産＞秋田産＞米国ユタ産＝島根産＞鹿児島産の順になった。図 2 の海水塩 0.5wt%の Sr 吸着等温図では、北海道産＝米国ユタ産＞山形産＞秋田産＞島根産＞鹿児島産となり、純水系とは異なる Sr 吸着性能になった。産地により、含まれる交換カチオンの割合が異なるために、海水塩成分により Sr 吸着性能に差が現れたものと考えられた。ただし、北海道産の Clinoptilolite は、純水系および海水塩系の双方で、最も高い Sr 吸着性能を示している。

*Takatoshi Hijikata[1] and Tadafumi Koyama[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 東海再処理施設における低放射性廃液の処理技術開発
# （14）連結カラム試験による Cs/Sr 吸着プロセスの検討

Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant.
(14) Study of Cs/Sr adsorption process by two linked column experiment.

伊藤 義之[1]，*高野 雅人[1]，鈴木 達也[2]，滝本 真佑美[2]
松倉 実[3]，三村 均[3]，森 浩一[4]，岩崎 守[4]
[1]原子力機構，[2]長岡技科大，[3]ユニオン昭和㈱、[4]栗田工業㈱

Cs 及び Sr 吸着カラムを連結させたカラム試験を行い、吸着プロセスの検討を行った。吸着カラムの通液順序は、①Sr カラム ②Cs カラムとすることで、Cs 及び Sr 吸着材の破過特性は、向上することが分かった。

**キーワード**：イオン交換，吸着，硝酸塩，ケイチタン酸塩，チタン酸カリウム

**1. 緒言**　本研究では、再処理施設内の低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）の吸着塔で使用する Cs 及び Sr 吸着材に対して、ランニングコスト削減のために代替吸着材の検討を行っており、これまでの研究結果[1]から Cs 吸着材では、ケイチタン酸塩（IE-911）、Sr 吸着材では、チタン酸カリウム（モレキュライト SR）が有用であることが分かった。LWTF 吸着塔への適用に向けて、吸着材の性能を十分に発揮させる吸着プロセスを検討するため、本件では、Cs 吸着カラムと Sr 吸着カラムを連結させたカラム試験を行い、吸着カラムの通液順序による Cs 及び Sr 吸着材の吸着挙動を調査し、最適な吸着プロセスを検討した。

**2. 実験**　Cs 及び Sr 吸着カラムは、実機と同様に Up-Flow 方式で接続し、模擬廃液は、線速度（約 25 mm/min）で通液した。ここで、カラムサイズは、5 mmφ×200 mmH（各吸着材は、100 mmH まで充てん）、模擬廃液は、$NaNO_3$ (4.7 mol/L), Cs (200 mg/L), Sr (50 mg/L) を主成分とし、RI トレーサ（Cs-137, Sr-85）を添加したものである。連結されたカラムを通液後の処理液は、ガンマ核種分析することで、Cs 及び Sr の破過曲線を測定した。次に Cs 吸着カラムと Sr 吸着カラムの通液順序を入れ替えた場合の破過曲線を測定し、Cs 及び Sr 吸着材の破過曲線を比較評価することで、吸着カラムの通液順序を検討した。

**3. 結果・考察**　図 1 に示す連結カラム試験結果から、模擬廃液は、①Sr 吸着カラム→②Cs 吸着カラムの順で通液することで、Cs/Sr 吸着材の破過特性は向上することが分かった。Cs カラム通液後の平衡 pH は酸性となるため、中性～アルカリ性領域において吸着性能が高い Sr 吸着材は、最初に通液させることで、Cs/Sr の破過特性は向上すると考えられる。今後は、通液速度の最適化等により各吸着材の破過特性の向上を検討していく。

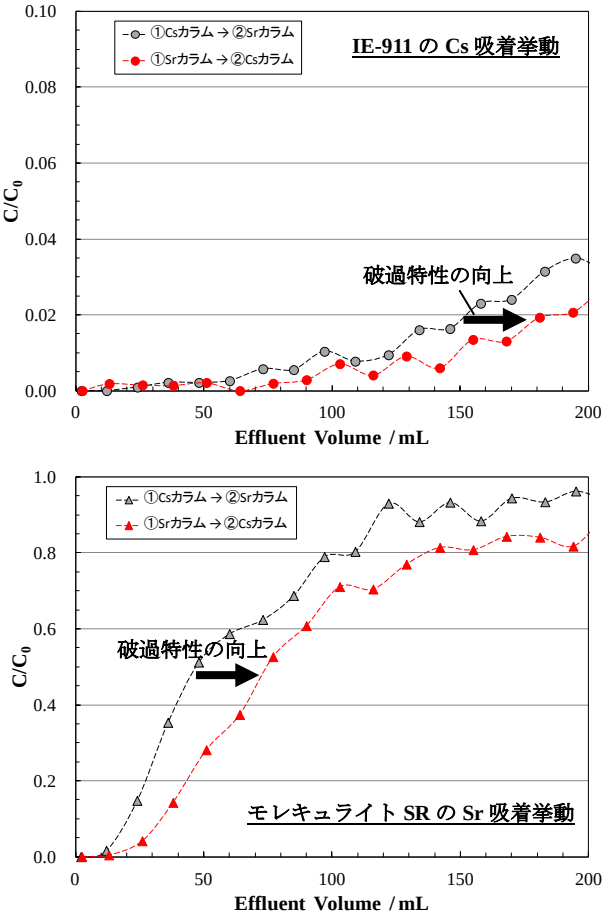



図 1　連結カラム試験結果

**参考文献**[1] 伊藤、ほか：2014 年秋の大会、G06

Yoshiyuki Ito[1], *Masato Takano[1], Tatsuya Suzuki[2], Mayumi Takimoto[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3], Koichi Mori[4], and Mamoru Iwasaki[4]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nagaoka University of Technology, [3]Union Showa K.K., [4]Kurita Water Industries LTD.

# 東海再処理施設における低放射性廃液の処理技術開発
# （15）実規模混練におけるセメント固化の検討

Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant
(15) Study of cement based encapsulation in full-scale mixing

*松島 怜達[1]，佐藤 史紀[1]，堀口 賢一[1]，小島 順二[1]，
山下 昌昭[1](現 豊清工業)，坂井 悦郎[2]，新 大軌[3]
[1]原子力機構，[2]東京工業大学，[3]島根大学

低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)における核種分離後の硝酸廃液に対するセメント固化技術開発として、高炉スラグ(BFS)を主成分としたセメント材の適用検討を行っている。本報告では、実規模(200Lドラム缶スケール)で混練した試料の日数経過に伴う圧縮強度の長期挙動を調査したので報告する。

**キーワード：**東海再処理施設、低放射性廃棄物処理技術開発施設、低放射性廃液、炭酸ナトリウム、セメント固化

**１．緒言**　LWTF は、東海再処理施設より発生する低放射性の液体廃棄物及び固体廃棄物を処理する施設として建設され、コールド試験を実施している。本施設では、当初、液体廃棄物の処理に伴って発生する核種分離後の硝酸廃液に対し、ホウ酸塩を用いて固化体とすることとしていた。しかし、現在、環境負荷低減のために硝酸根を分解することで硝酸塩を炭酸塩に置換した後、セメント固化体とする計画として、設備導入に向けた検討、設計を進めている。本報告では、時間経過に伴う圧縮強度の傾向を調査するため、前報[1]で報告した実規模で混練した試料に対して 28、182、364 日養生後に圧縮強度の測定を行い、その長期挙動について調査したので報告する。

**２．試験**　模擬廃液中の塩は硝酸根分解率を考慮し、炭酸ナトリウム 90wt%、硝酸ナトリウム 10wt%とし、セメント材は高炉セメント C 種を使用し、試料の総重量は約 300Kg とした。また、塩充填率(総重量に対する塩の割合/wt%)、水セメント比(水の量をセメントの量で除した値)をパラメーターとした。作製した試料に対して 28、182、364 日養生後に試料の一部を採取(コアボーリング)して、圧縮強度を測定した。

**３．結果・考察**　一例として、水セメント比 0.75、塩充填率 15～20wt%の場合の結果を図 1 に示す。図 1 より、何れの塩充填率においても、圧縮強度が長期にわたって増加することを確認した。また、28 日時点では塩充填率によって圧縮強度に明確な差があるものの、364 日時点では同程度になることを確認した。炭酸ナトリウムがアルカリ塩であることから、塩充填率が増加することでセメント材に含まれる BFS の反応が促進し、それに伴って最高到達温度が増加するため、塩充填率の増加に伴い初期のセメント材の反応が促進され、28 日の圧縮強度も増加したと考えられる。また、BFS が長期にわたり反応し、構造を密にすることで、日数経過に伴って圧縮強度を増加させると考えられる。塩充填率が低下すると初期の BFS の反応量が減少するが、初期に反応しなかった BFS は前述の通り長期の圧縮強度増加に寄与するため､塩充填率関わらず 364 日では同程度になったと考えられる。364 日以降の圧縮強度については、現時点で上昇傾向にあるが、今後どのように変化するのか継続して調査する必要がある。

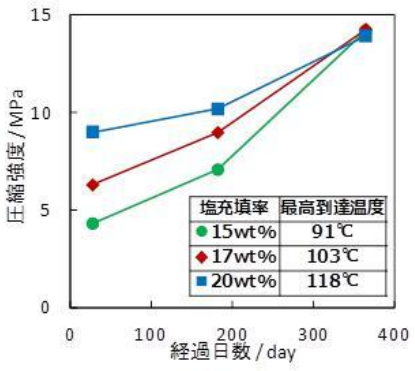



図 1 塩充填率ごとの日数経過による圧縮強度変化

**参考文献** [1]山下、ほか:2015 年秋の大会 G54

* Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Kenichi Horiguchi[1], Junji Kojima[1], Masaaki Yamashita[1](currently Housei-kougyo), Etsuo Sakai[2], Daiki Atarashi[3],
[1]JAEA, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Shimane Univ

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Thu. Sep 8, 2016 4:55 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 7:55 AM - 9:30 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [2F19-24] Decontamination and Debris treatment

Chair: Takatoshi Hizikata (CRIEPI)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

### [2F19] Melt Refining Technology for Metal Scraps Contaminated with Radioactive Cesium and Strontium

*Nobutake Horiuchi[1], Takeshi Nishikawa[1], Hirokazu Tanaka[1] (1.Mitsubishi Materials)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

### [2F20] Development of decontamination technology for radioactive spent ion exchange resins using elution and electro-plating method (3)

*Shingo Miyamoto[1], Mamoru Iwasaki[1], Hideyuki Komori[1], Motohiro Aizawa[2], Nobuyuki Ota[2], Junji Iwasa[2], Kazushige Ishida[3] (1.Kurita Water Industries Ltd., 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Hitachi, Ltd)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

### [2F21] Syntheses of novel organic composite adsorbents and its application for decontamination of contaminated water with various types of radionuclides in inland water

*Yu Tachibana[1], Shin Okumura[2], Masanobu Nogami[3], Tatsuya Suzuki[1], Masao Nomura[2], Toshitaka Kaneshiki[2] (1.Nagaoka University of Technology, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Kindai University)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

### [2F22] Fluorination Behavior of Uranium-Zirconium Mixture By Hydrogen Fluoride

*Takahiro Ono[1], Nobuaki Sato[2], Atsushi Nezu[3], Takafumi Uchiyama[1], Haruaki Matsuura[1] (1.Tokyo City University, 2.Tohoku University, 3.Tokyo Institute of Technology)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

### [2F23] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(10)Simulated Debris Fluorination Experiments (Part 2)

*Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akira Sasahira[1], Shinji Watanabe[1], Toshiaki Kikuchi[2], Takahiro Chikazawa[2], Akira Kirishima[3], Nobuaki Sato[3] (1.Hitachi-GE Nuclear Energy, 2.Mitsubishi Materials, 3.Tohoku Univ.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

### [2F24] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(11)Thermodynamical Study for Fluorination of Simulated Debris by Fluorine

*Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Tetsuo Fukasawa[2] (1.Tohoku Univ., 2.Hitachi-GE)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

# セシウムとストロンチウムで汚染した金属の溶融除染

Melt Refining Technology for Metal Scraps Contaminated with Radioactive Cesium and Strontium

*堀内 伸剛[1]，西川 雄[1]，田中 宏和[1]

[1]三菱マテリアル

放射性セシウム及び放射性ストロンチウムで汚染した金属廃棄物について、高周波誘導炉で溶融処理し、これらの核種を除去してクリアランスレベルの金属材料を得る「溶融除染技術」を提案する。事故由来の放射性セシウムで汚染した金属廃棄物等を用いて溶融除染試験を実施したので、その試験結果を報告する。

**キーワード**：金属廃棄物，溶融除染，減容，クリアランス，再利用，セシウム，ストロンチウム，核種濃度測定，放射能濃度測定，ゲルマニウム半導体検出器

## 1. 緒言

汚染廃棄物の最終処分の物量を削減するために除染・減容・再利用を行うことは重要であるが、金属廃棄物は形状が多様なため、除染前後の核種濃度測定は困難である。溶融除染技術は、セシウム及びストロンチウムを除去可能である他、核種濃度測定が容易である。

本報告におけるセシウムの溶融除染試験は、平成 27 年度除染・減容等技術実証事業（環境省公募）の実施内容の一部である。

## 2. 試験方法

### 2-1. セシウムの溶融除染試験

①処理規模 1kg/バッチの高周波誘導炉を用いて、安定セシウムを添加した模擬試料の溶融除染試験を実施した。金属は炭素鋼、ステンレス鋼及び鋳鉄とし、安定セシウムの添加量は金属重量に対し 0.1wt%とした。また、それぞれの金属材料に対しスラグ材を 0~3wt%添加した。同様に、処理規模 1 トン/バッチの実規模高周波誘導炉を用いて、安定セシウムを添加した模擬試料の溶融除染試験を実施した。金属は炭素鋼とし、安定セシウムの添加量は金属重量に対し 0.1wt%とした。スラグ材は添加しなかった。

②処理規模 1kg/バッチの高周波誘導炉を用いて、放射性セシウムが付着した金属廃棄物の溶融除染試験を実施した。また、金属に対し汚染土壌（10,500Bq/kg）を 0~3wt%添加した。

### 2-2. ストロンチウムの溶融除染試験

処理規模 1kg/バッチの高周波誘導炉を用いて、安定ストロンチウムを添加した模擬試料の溶融除染試験を実施した。金属はステンレス鋼とし、ストロンチウムの添加量は金属重量に対し 0.1wt%とした。また、金属に対しスラグ材を 0~3wt%添加した。

## 3. 試験結果

### 3-1. セシウムの溶融除染試験

①図 1 に溶融前後の金属中の安定セシウム濃度を示す。1kg/バッチ炉を用いた試験においては、炭素鋼、ステンレス鋼、鋳鉄のすべてにおいて、溶融後の金属中のセシウム濃度は 0.1ppm 未満であり、除染係数は 10,000 以上であった。また、溶融後の金属のセシウム濃度において少量試料（溶湯サンプル）の代表性を確認した。なお、スラグ材添加量の違いによる除染係数及びサンプルの代表性への影響はなかった。1 トン/バッチ炉を用いた試験においても、溶融後の金属中のセシウム濃度は 0.1ppm 未満であり、除染係数は 10,000 以上であった。また、溶融後の金属のセシウム濃度分析において少量試料（溶湯サンプル）の代表性を確認した。




図 1　模擬試料を用いた除染試験における金属中の安定セシウム濃度

表 1　放射性セシウム付着金属廃棄物を用いた除染試験における放射能濃度

| | | 放射能濃度[Bq/kg] | |
|---|---|---|---|
| | | Run1 | Run2 |
| 溶融前 | 金属廃棄物 | 5.6 | 5.6 |
| | 土壌 | | 10,500 |
| 溶融後 | 金属固化体 | <0.2 | <0.2 |

Cs-134,137の合計値、検出下限値:0.2Bq/kg

②表 1 に示すように、放射性セシウムを検出下限値未満（<0.2Bq/kg）まで除染できた。また、汚染土壌が共存しても除染効果に影響はなかった。

### 3-2. ストロンチウムの溶融除染試験

表 2 に示すように、溶融後の金属中のストロンチウム濃度は 0.1ppm 未満であり、除染係数は 10,000 以上であった。また、溶融後の金属のストロンチウム濃度分析において少量試料（溶湯サンプル）の代表性を確認した。

表 2　模擬試料を用いた除染試験における金属中の安定ストロンチウム濃度

（単位：ppm）

| | | |
|---|---|---|
| 溶融前 | 模擬試料 | 1,000 |
| 溶融後 | 金属固化体 | <0.1 |
| | 溶湯サンプル | <0.1 |

検出下限値0.1ppm

## 4. まとめ

模擬試料を用いた試験の結果より、セシウム及びストロンチウムについて金属の溶融除染が可能であり除染係数は 10,000 以上であることを確認した。さらに、放射性セシウムが付着した金属廃棄物を用いた試験の結果より、検出下限値未満（<0.2Bq/kg）まで除染が可能であり、その除染効果は汚染土壌共存の有無による影響を受けないことを確認した。

*Nobutake Horiuchi[1], Takeshi NIshikawa[1] and Hirokazu Tanaka[1]

[1]Mitsubishi Materials

# 溶離-電着法による放射性廃イオン交換樹脂の除染技術の開発（３）

Development of decontamination technology for radioactive spent ion exchange resins using elution and electro-plating method (3)

*宮本 真吾[1]，岩﨑 守[1]，小森 英之[1]，会沢 元浩[2]，太田 信之[2]，岩佐 淳司[2]，石田 一成[3]
[1]栗田工業，[2]日立 GE，[3]日立研開

原子力発電所で使用された高線量率の放射性廃イオン交換樹脂（廃樹脂）の除染技術について報告する。加温硫酸により廃樹脂中の Co、Fe を溶離し、硫酸廃液中の Co、Fe を電着回収するシステムにおいて、小スケールの廃樹脂処理繰返し試験を実施し、プロセスの安定性を確認した。

**キーワード：** $^{60}$Co，電着回収，電気透析，放射性廃イオン交換樹脂，クラッド

## 1. 緒言

原子力発電所の原子炉水浄化系（CUW）、燃料貯蔵プール水浄化系（FPC）にて、冷却水の浄化に使用されたイオン交換樹脂は、放射能が高く、焼却処理等の減容化処理が難しいという課題がある。本研究では、余裕深度処分対象の放射性廃樹脂から $^{60}$Co を主とした放射性金属を除去し、焼却処理できるレベルまで廃樹脂の放射能を低減可能な技術の開発に取り組んでいる。その中で、前報[*1] では、下記のプロセスからなるシステムを提案した。

① 溶離プロセス；加温硫酸を廃樹脂に接触させ、廃樹脂中の $^{60}$Co の溶離とともに、鉄クラッドを溶解
② 電気透析プロセス；電気透析で、硫酸溶離廃液中の Co、Fe イオンを、電着液側に移動し、硫酸を再生
③ 電着プロセス；電着液側に移動した Co、Fe を、電着槽で電気的に還元し、陰極上に固定化

今回、小スケールの廃樹脂処理試験により、溶解・溶離から電着までの一貫処理の繰返し安定性を確認した。

## 2. 模擬廃イオン交換樹脂処理実験

廃樹脂中の模擬クラッドの加温バッチ溶解と Co イオンの硫酸通水溶離を一槽で行える溶離槽を備えた試験装置（処理樹脂量；10 mL ）を製作した（図 1）。1 バッチ 24hr で、10 回の繰返し試験を実施したところ、廃樹脂からの Co 溶離率 95%以上（95 ~ 98%）、硫酸溶離廃液からの Co 除去率 99%以上を安定して得られることを確認した（図 2）。

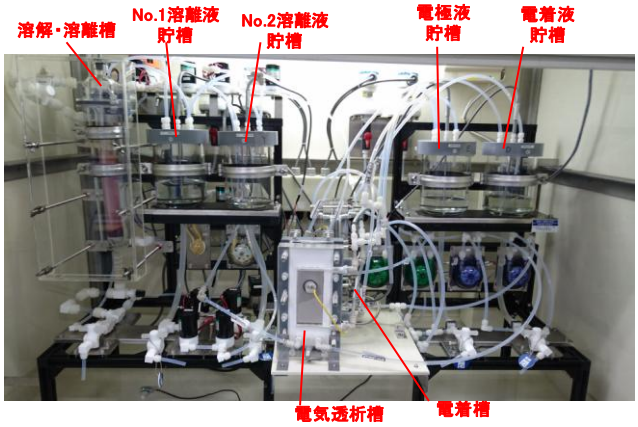



図１　小スケール試験装置

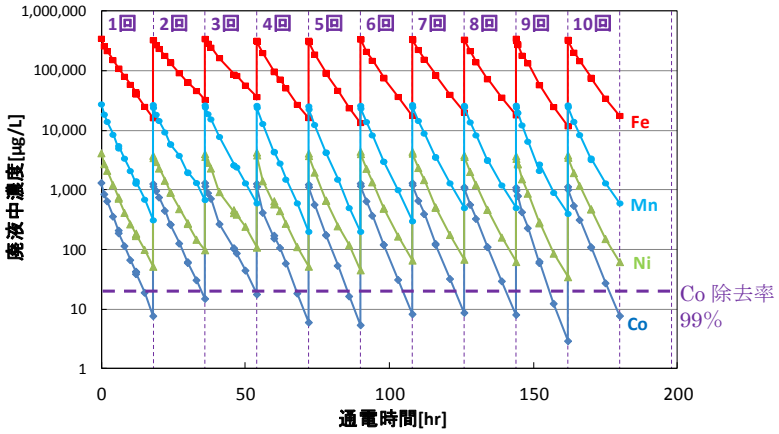



図２　模擬廃樹脂の溶離廃液の電気透析処理結果

**参考文献**　[1] 宮本、岩﨑、小森、会沢、太田、石田；日本原子力学会「2015 年秋の大会」E-36

*Shingo Miyamoto[1], Mamoru Iwasaki[1], Hideyuki Komori[1], Motohiro Aizawa[2], Nobuyuki Ota[2], Junji Iwasa[2] and Kazushige Ishida[3]
[1]Kurita Water Industries Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hitachi, Ltd.

# 陸水に含まれる多種多様な放射性核種の一括除染を目指した有機複合吸着剤の合成と応用

Syntheses of novel organic composite adsorbents and its application for decontamination of contaminated water with various types of radionuclides in inland water

*立花 優[1], 奥村 森[2], 野上 雅伸[3], 鈴木 達也[1], 野村 雅夫[2], 金敷 利隆[2]
[1]長岡技術科学大学 大学院工学研究科 原子力システム安全工学専攻,
[2]東京工業大学 先導原子力研究所, [3]近畿大学 理工学部 電気電子工学科

多種多様な金属イオンに対して高い吸着能を持つタンニン酸と良く知られた陰イオン交換樹脂をメチレン架橋させた結果、個々の吸着剤にはなかった新しい吸着現象を発現させることに成功した。本研究では、この吸着剤を用いて過酷事故により環境中に飛散する恐れのある放射性核種の吸着脱離特性を評価した。
キーワード：有機複合吸着剤, タンニン酸, 陰イオン交換樹脂, 放射性核種, 吸着脱離機構

福島第一原子力発電所の過酷事故による水道水の飲料制限から、現在の日本において主として採用されている高度浄水処理方式や急速濾過方式では原子炉内部から飛散する放射性核種を適切に除染できないことを学んだ。我々は多種多様な放射性核種を同時に、且つほぼ完全に除去できる有機複合吸着剤の開発に取り組んできた。開発した吸着剤は多種多様な金属イオンに対して高い吸着能を持つタンニン酸と一般的な陰イオン交換樹脂をメチレン架橋させた複合型有機吸着剤である。その一つである PA316TA 吸着剤を図 1 に示す。赤外吸収スペクトル法による構造解析の結果、主なイオン交換基は置換アミノ基、OH 基、COOH 基、$SO_3H$ 基であることがわかった。数種類の有機複合吸着剤を合成した後、陸水(2015 年 11 月 5 日に新潟県小千谷市付近の信濃川から採水したもの)に溶存させた Cs、Sr、I、さらには、Am や Cm の模擬物質としてランタノイド元素に対する有機複合吸着剤の吸着脱離挙動を評価した。具体的には、室温条件下で PA316TA 吸着剤を用いてバッチ試験を行い、参考文献(1)と同様の計算式から各々の分配係数($K_d$)を算出した。得られた Cs、Sr、I(I と $IO_3$ イオンの二種類を対象とした)、及びランタノイド元素(Pm を除く)の $K_d$ 値はそれぞれ、$(1.3 \pm 0.4) \times 10^3$(Cs)、$(8.1 \pm 1.6) \times 10^4$(Sr)、$(3.5 \pm 0.5) \times 10^2$(I)、$(4.8 \pm 0.4) \times 10^2$($IO_3$)、及び$(4.6 \pm 2.0) \times 10^5$(ex. La)であった。Cs と Sr の $K_d$ 値の差は価数の違いによるものと推測できることから、これらの元素は PA316TA 吸着剤の主要な官能基と陽イオン交換反応を経て化学吸着していると考えられる。また、タンニン酸型吸着剤、あるいは PA316 吸着剤のような強塩基性陰イオン交換樹脂単独では $IO_3$ に対してほとんど吸着能を示さなかったが、PA316TA 吸着剤は、不思議なことに両者に対して高い吸着能を持つことが確認された。

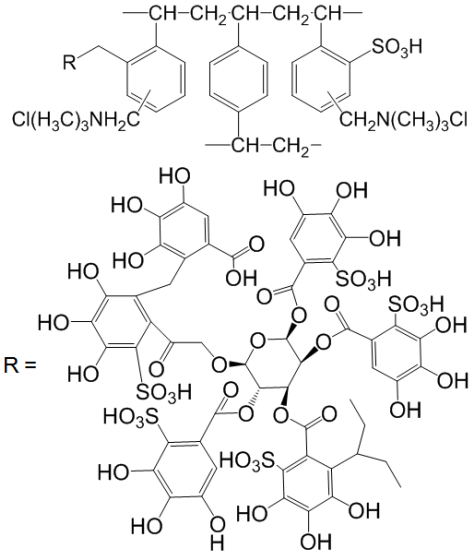


図1. PA316TA吸着剤の化学構造式

本研究は、JSPS 科研費 若手(B)「電子密度のグラデーションと擬似吸着能を活かした新しい有機複合吸着剤の創製」(課題番号: 16K18346)の一環として実施した。

**参考文献**

[1] Yu Tachibana, et al., *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, **307**, 1911-1918(2016)

---

*Yu Tachibana[1], Shin Okumura[2], Masanobu Nogami[3], Tatsuya Suzuki[1], Masao Nomura[2], and Toshitaka Kaneshiki[2]

[1]Nagaoka University of Technology, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Kindai University

# フッ化水素によるウラン-ジルコニウム混合試料のフッ化挙動

Fluorination Behavior of Uranium-Zirconium Mixture by Hydrogen Fluoride

*大野 貴裕[1]，佐藤 修彰[2]，根津 篤[3]，内山 孝文[1]，松浦 治明[1]

[1]東京都市大学，[2]東北大学，[3]東京工業大学

福島第一原子力発電所事故により生じた燃料デブリの処理に関する研究の一環として、熱分析装置とX線回折装置を用いて酸化ウラン - ジルコニウム混合試料のフッ化挙動を調査した。

**キーワード：燃料デブリ，フッ化，二酸化ウラン，二酸化ジルコニウム**

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故により生じた燃料デブリの処理処分にはこれまで用いられていた再処理プロセスの延長だけでは対応が困難な可能性がある。この燃料デブリを処理する方法として選択フッ化と溶融塩電解法を用いた乾式処理が検討している。本研究では選択フッ化プロセスに着目し、二酸化ウラン - 二酸化ジルコニウム混合試料のフッ化挙動を熱分析装置を用いて調査することを目的とする。

## 2. 実験

$UO_2$ と $ZrO_2$ をモル比で 1:9,3:7,5:5,7:3,9:1 に秤量し、めのう乳鉢にて磨砕混合した。混合後の試料を石英ボートに入れ、石英反応管にセットした後、酸化雰囲気（Ar+2%$O_2$)および還元雰囲気(Ar+10%$H_2$)下、1200℃にて所定時間加熱処理した。調製した試料を白金パンに量りとり、熱重量・示差熱分析装置（Rigaku Thermoplus2）にセットし、Ar+25%HF ガスを 80 ml/min にて流入させながら 500℃まで加熱して、熱重量分析を行った。実験後の試料は X 線回折装置(Rigaku Miniflex)を用いて生成相を同定した。

## 3. 結果と考察

酸化雰囲気処理及び還元雰囲気処理を行った混合試料と $UO_2$,$U_3O_8$,$ZrO_2$ のみの場合について TG-DTA の結果を比較したところ、混合試料ではウランあるいはジルコニウムフッ化物の揮発が見られず、そのフッ化は抑制されていることが確認された。このことから、熱処理を行った場合、単純な混合物となるのではなく、試料中で固溶体化、あるいは試料のモルフォロジー変化などによるものと考えられる。還元処理を行った試料においてはウランとジルコニウムの複合化合物は確認されなかったが、酸化処理を行った試料においてジルコニウム及びウランの酸化物 $UZr_6FO_{14}$ となった。$UO_2$ をフッ化させた場合 $UO_2F_2$ を経て $UF_4$ になると考えられるが、酸化処理を行った試料では $UO_2F_2$ 及び $UF_4$ は確認されなかった。これは $U_3O_8$ そのもののフッ化速度が他より早いものの、一部固溶体化していたウランが先に安定となり、$UZr_6FO_{14}$ が生成されたものと考えられる。

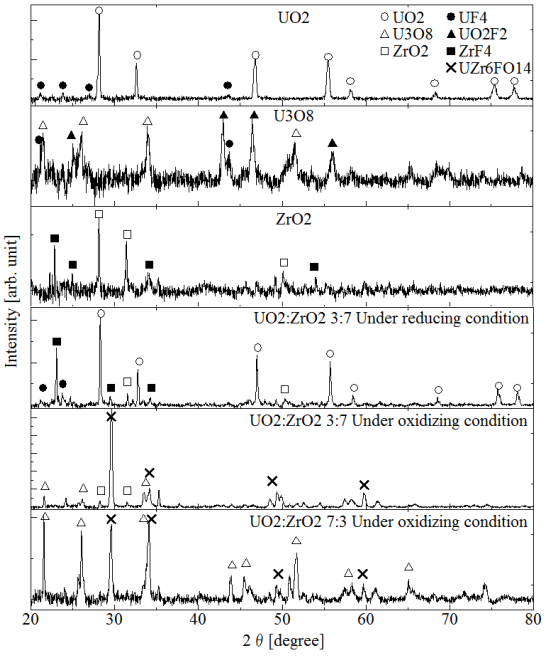



Fig.1 HF 雰囲気下の TG-DTA 測定により得られた試料の XRD 回折結果

**参考文献**

[1] N. Sato et al, Proc. Rare Metal Extraction Symposium, TMS, (2016).

*Takahiro Ono[1], Nobuaki Sato[2], Atsushi Nezu[3], Takafumi Uchiyama[1], and Haruaki Matsuura[1].

[1]Tokyo City University, [2]Tohoku University, [3]Tokyo Institute of Technology.

# フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
# (10)模擬デブリフッ化試験（その２）

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(10) Simulated Debris Fluorination Experiments (Part 2)

*星野国義[1]，深澤哲生[1]，笹平 朗[1]，渡邊 伸二[1]，
菊池俊明[2]，近沢 孝弘[2]，桐島 陽[3]，佐藤修彰[3]
[1]日立ＧＥ，[2]三菱マテリアル，[3]東北大学

高速増殖炉(FBR)や軽水炉(LWR)の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質（燃料デブリ）を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。模擬デブリフッ化基礎試験の結果について報告する。

**キーワード：**FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、模擬デブリフッ化試験

## 1. 緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリの安定化処理技術を開発することである。前処理技術としてフッ化物揮発法を適用し、U、Pu から大部分の不純物を除去して核物質管理及び計量管理の容易化を図り、燃料デブリを最終的に安定かつ硝酸溶解可能な酸化物とする。この燃料デブリ処理により、炉心溶融事故後の収束を図るとともに、将来の処分、長期保管、再処理等の処置シナリオへ柔軟に対応する[1]。

## 2. 実験

主要成分を含む模擬デブリ（$UO_2$-Fe、$UO_2$-SUS、$U_3O_8$-$Fe_2O_3$、$UO_2$-$ZrO_2$、$UO_2$-$ZrO_2$-Fe）のフッ化試験を行った。模擬デブリ約 5g をフッ化反応炉に装荷し炉内を約 600℃とし、100%フッ素ガスを 300ml/分の流量で 60 分間供給した。フッ化反応により生成した揮発性フッ化物はコールドトラップで回収し、不揮発性フッ化物は試料ボート内にフッ化残渣として回収した。供試した模擬デブリ及びフッ化残渣の XRD 分析、ICP-MS/AES 分析を実施し、化学形態がフッ化挙動に与える影響を評価した。

## 3. 結果・考察

$U_3O_8$-$Fe_2O_3$模擬デブリのフッ化試験前・後の試料の XRD 分析結果を図 1 に示す。フッ化試験前の試料には U 酸化物、Fe 酸化物、U-Fe 混合酸化物が見られるが、フッ化試験後の残渣は Fe フッ化物のみとなっており、化学形態によらず全量フッ化されることが分かった。固溶体の形成が見られた $UO_2$-$ZrO_2$模擬デブリを含め今回供試した他の模擬デブリについても、同様に残渣はフッ化物のみであり、全量フッ化されていることが分かった。残渣の ICP-MS/AES 分析の結果、残渣への U 残留率は 1%以下であり、模擬デブリ中の U は、ほぼ全量が U フッ化物（$UF_6$）で揮発したと考えられる。

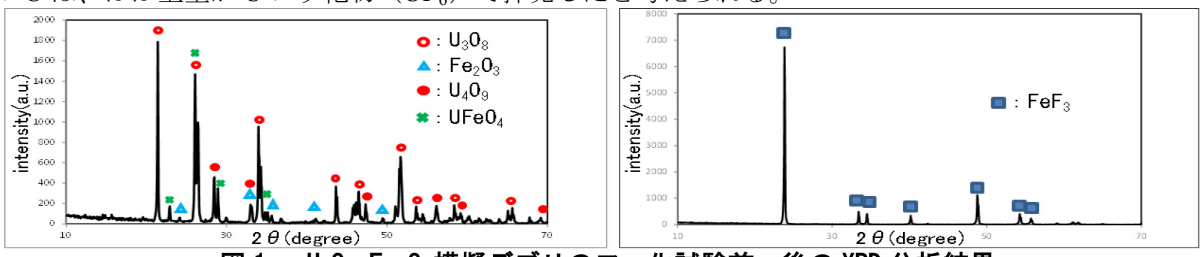



**図 1.　$U_3O_8$-$Fe_2O_3$模擬デブリのフッ化試験前・後の XRD 分析結果**

**参考文献；**[1]深澤ら，日本原子力学会 2014 年春の年会 H56,'14 年秋の大会 G57,'15 春の年会 L15,'15 秋の大会 I01,'16 春の年会 2I-07

*Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akira Sasahira[1], Shinji Watanabe[1], Toshiaki Kikuchi[2], Takahiro Chikazawa[2], Akira Kirishima[3], Nobuaki Sato[3]　[1]Hitachi-GE, [2]Mitsubishi Materials, [3]Tohoku Univ.

**本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 27 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。**

# フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
## (11) フッ素による模擬デブリフッ化の熱力学的検討

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method
(11) Thermodynamical Study for Fluorination of Simulated Debris by Fluorine

*佐藤修彰[1]，桐島　陽[1]，深澤哲生[2]
[1]東北大，[2]日立 GE

高速増殖炉(FBR)や軽水炉(LWR)の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質(燃料デブリ)を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。フッ素を用いて、ウランおよびジルコニウム酸化物のフッ化挙動についてフッ化実験とともに熱力学的評価を行い、それらの結果について報告する。

**キーワード：**FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化挙動、安定化処理、フッ素

### １．緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリおよび福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリの、安定化処理技術を開発することである。処理技術としてフッ化物揮発法を適用し、U, Pu から大部分の不純物を除去して核物質含有量の低減と計量管理の容易化を図り、燃料デブリを最終的に安定かつ硝酸溶解可能な酸化物とする。その際、燃料デブリを構成する燃料酸化物や被覆管や圧力容器など構造材と、フッ素との反応について検討する必要がある。これまで、フッ素雰囲気の TG-DTA 法によりウランおよびジルコニウムや鉄系酸化物のフッ化挙動について調べた[1,2]。ここでは、個々の化合物のフッ化反応について熱力学的に評価するとともに、模擬デブリのフッ化挙動について検討した。

### ２．実験および解析

$UO_2$ は金属ウランを真空中 800 ºC で加熱して得た $U_3O_8$ を 1000 ºC において水素還元して得た。ジルコニウムや鉄の金属および酸化物は特級試薬を使用した。また、$UO_2$-$ZrO_2$ 等の模擬デブリ試料は酸化あるいは還元雰囲気にて、所定温度に加熱処理して得た。試料粉末約 10mg を Ni 製試料パンに入れ、高純度アルゴンガス雰囲気のグローブボックス内に設置した TG-DTA 装置の試料部にセット後、$F_2$ ガス（5%$F_2$-He）を 20ml/min で導入し、一定の昇温速度（5ºC/min、10ºC/min）で室温から 500ºC まで加熱し TG-DTA を行った。また、ウラン-フッ素系、ジルコニウム-フッ素系について MALT-II（科学技術社）を用いた熱力学的検討を行い、実験結果と比較検討した。

### ３．結果・考察

$UO_2$ の場合には、フッ素が酸化剤であるため、低温より反応して、オキシフッ化物($UO_2F_2$)を経由し、$UF_6$ として揮発することが分かった。ジルコニウムの場合、金属では低温より反応して重量が増加し、低級フッ化物を生成後，400℃付近より発熱を伴う重量減少により、$ZrF_4$ を生成して揮発することが分かった。金属鉄の場合には、低温より反応して $FeF_2$ や $FeF_3$ を生成するが、鉄系酸化物の場合には、オキシフッ化物を経由することが分かった。さらに、模擬デブリとしての $UO_2$-$ZrO_2$ 混合試料の場合には、ウラン過剰の場合には $UO_2$ および $ZrO_2$ と同様のフッ化が見られたが、ジルコニウム過剰な組成ではフッ化反応が抑制される傾向が見られた。得られた結果について、熱力学的検討を行い、反応温度やフッ素分圧に影響について調べた。

**参考文献**　[1] 佐藤ら，日本原子力学会 2015 年春の年会(茨城大), L17, [2]佐藤ら，同 2016 年春の年会(東北大), 2I09

*Nobuaki Sato[1], Akira Kirishma[1] and Tetsuo Fukasawa[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Hitachi-GE.

**本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 27 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。**

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [2G01-04] Instrumentation System

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [2G01] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

(14)Feasibility Study of the Nuclear Instrumentation System for RBWR

*Koichi Okada[1], Tetsushi Hino[1], Junichi Miwa[1], Atsushi Fushimi[1], Takahiro Tadokoro[1] (1.Hitachi, Research & Development Group)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [2G02] Reactor Noise Analyses of Ringhals-1 Using Singular Value Decomposition Method

*Hideyuki Shobukawa[1], Go Chiba[2], Tadashi Narabayashi[2] (1.Division of Energy and Environmental System, Graduate School/Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2.Division of Energy and Environmental System, Graduate School/Faculty of Engineering, Hokkaido University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [2G03] Development of Drift Suppression Method of Pressure Transmitter using Palladium

*Ryo Kuwana[1], Daisuke Shinma[1], Atsushi Fushimi[1], Isao Hara[1], Hiroyuki Sugimoto[2], Takayuki Ichikawa[3] (1.Hitachi, Ltd., 2.Hitachi High-Tech Solutions Corp., 3.Hiroshima Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [2G04] Development of ultrasonic flowmeter for high-temperature sodium

Applicability evaluation of signal processing method

*Hirabayashi Masaru[1], Suzuki Masashi[1], Imamura Hiroaki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

# 長寿命超ウラン元素を燃焼可能な軽水炉 RBWR の開発
# （１４）RBWR 用核計装システムの成立性評価

Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner
(14) Feasibility Study of a Nuclear Instrumentation System for RBWR

*岡田 耕一[1]，日野 哲士[1]，三輪 順一[1]，伏見 篤[1]，田所 孝広[1]
[1]日立研開

長寿命超ウラン元素を燃焼可能な沸騰水型軽水炉 RBWR 向けの核計装システムを検討している。今回，燃料被覆管損傷が起こる前に制御棒の引き抜きを阻止する RBWR 向けのロッドブロックモニタの構成を検討し，成立性を確認したので報告する。

**キーワード：**沸騰水型軽水炉，核計装，ロッドブロックモニタ

## 1. 緒言

超ウラン元素(TRU)を燃焼可能な沸騰水型軽水炉 RBWR（資源再利用型 BWR：Resource – renewable BWR）を開発している。TRU を燃焼するため，RBWR の炉内中性子のエネルギー分布は高エネルギー側にシフトしている。また，既設炉に対して，燃料長が 1/4，計装管径が 1/2 以下，六角格子状のチャンネルボックス，Y 字型の制御棒など炉内構造が従来とは異なる。これらの違いを踏まえて，RBWR 向けの核計装系を新たに検討し，制御棒の誤引き抜きを検知・阻止するロッドブロックモニタ（RBM）の成立性を評価した。

## 2. RBM システム構成

図 1 に核計装用検出器の配置と RBM の構成を示す。計装管内には，上部燃料，内部ブランケット，下部燃料それぞれの高さに対応した 3 か所に核分裂電離箱を設置した。引き抜き制御棒を囲む 4 か所の計装管内の検出器の組み合わせにより 3 系統の RBM が作動する構成とした。炉心を模擬した体系に対する粒子輸送シミュレーションにより，制御棒の引き抜き量ごとの原子炉出力，中性子束エネルギー分布，および検出器の応答を計算し，各 RBM 系統の信号出力を評価した。

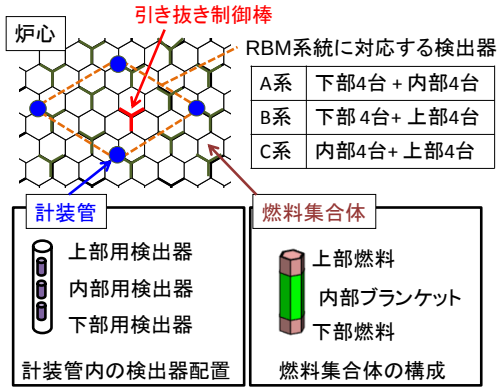



図 1　RBM システムの構成

## 3. RBM の成立性評価

RBM 系統ごとに最大で 50%の検出器が機能せず，バイパスされると想定した時に原子炉出力に対して最も鈍感になるバイパスパターンでの RBM 信号出力を図 2 に示す。制御棒の限界引き抜き量は最小限界出力比から算出した。この限界引き抜き量で制御棒の引き抜きを阻止できる RBM 信号出力は約 104±1.6%であった。信号出力 104%を検知レベルとした時，制御棒の引き抜きが阻止される最小の原子炉出力は約 103%であった。このことから RBM の成立条件は，原子炉出力揺らぎ 3%未満であることがわかった。

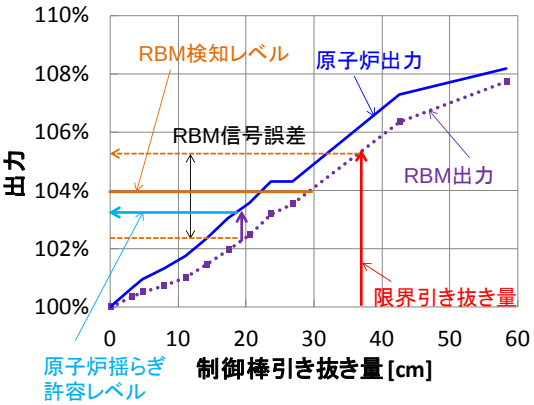



図 2　制御棒引き抜き時の RBM 信号

## 4. 結論

RBWR において複数の核計装用検出器が機能しない条件でもロッドブロックモニタが成立することを確認し，原子炉の運転条件を示した。これにより RBWR において核計装系が成立する見通しを得た。

*Koichi Okada[1], Tetsushi Hino[1], Junichi Miwa[1], Atsushi Fushimi[1] and Takahiro Tadokoro[1]
[1]Hitachi, Ltd., Research & Development Group.

# 特異値分解を用いた Ringhals1 号機の炉雑音解析

Reactor Noise Analysis of Ringhals-1 Using Singular Value Decomposition

*正部川　英亨，　千葉　豪，　奈良林　直
北海道大学

Ringhals1 号機の BOC14～17 の APRM データに特異値分解を適用し、炉心安定性に関わる成分を抽出し、その自己相関関数から沸騰水型原子炉の安定性の指標とされている減幅比を推定した。

**キーワード：**沸騰水型原子炉、Ringhals1 号機、局所出力領域モニター、減幅比、特異値分解

## 1. 緒言

沸騰水型原子炉においては局所出力領域モニター(LPRM)雑音信号に自己相関関数(ACF)法や自己回帰モデルを使用して出力振動を減幅比として評価する。また、この手法に様々な信号処理を加える事で減幅比をより正確に評価する方法が提案されている。これまでに、特異値分解を適用して炉心安定性に関わる成分を抽出し、ACF 法を使う解析が Ringhals1 号機の BOC14 の実験データに適用されており[1]、本研究では同手法で他の BOC15～17 の実験データを解析した。

## 2. 解析手順

LPRM の平均をとった APRM 信号に特異値分解を適用し、信号を抽出して ACF を求めた。データのサンプリング周期は 0.08[s]である。出力振動の周期は 2[s]前後であるので、共分散の次元数は過去の研究結果から振動の 2 周期分に対応する 48 と設定した。また、減幅比を評価する適切な分解信号を抽出するために次のアルゴリズムを定めた。①ACF の 2 番目の極大値が出力振動の 2 周期分を超えない位置にある。②ACF の 2 番目の極大値が 0.3 以上である。③振動数が 0.4～0.55[Hz]である。④極大値と極小値が減衰している。なお、①～④を満たすものが複数ある場合は特異値が最大のものを選ぶこととした。以上に基づいて抽出した分解信号の ACF において 2 番目の極大値から 5 番目までのデータに最小二乗法を適用し、減幅比・周波数を評価した。

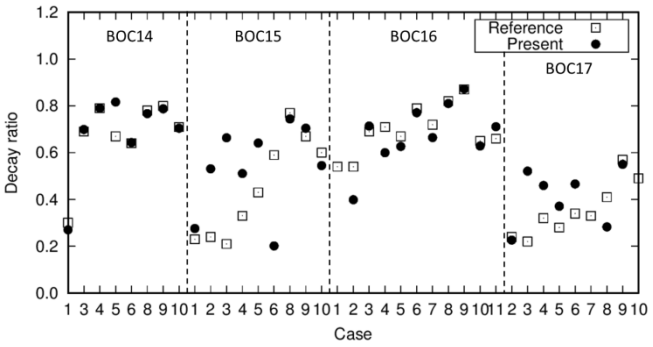



図 1 減幅比の評価結果

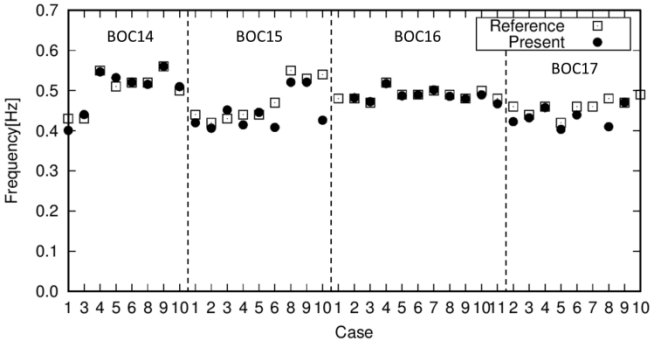



図 2 周波数の評価結果

## 3. 結果

BOC14～17 の減幅比・周波数の評価結果を図 1、2 に示す。参照解は OECD の Ringhals1 号機安定性ベンチマーク最終報告書で評価されたものを引用した[2]。本解析・アルゴリズムでは求めることのできないケースが 3 つあった。BOC14､16 では減幅比と周波数の評価結果は参照解とおおむね一致したが､BOC15､17 のように参照解の減幅比が小さなケースでは大きな差異があった。

**参考文献**

[1] M. Tsuji, Y. Shimazu, J. Nucl. Sci. Technol., 42[2],169-182(2005)

[2] OECD/NEA, “Ringhals 1 Stability Benchmark Final Report”, NEA/NSC/DOC(96)22, 1996

*Hideyuki Shobukawa, Go Chiba, and Tadashi Narabayashi
Hokkaido Univ.

# パラジウムを用いた圧力伝送器のドリフト抑制手法の開発

Development of Drift Suppression Method of Pressure Transmitter using Palladium

*桑名 諒[1]，新間 大輔[1]，伏見 篤[1]，原 勲[1]，杉本 寛幸[2]，市川 貴之[3]

[1]㈱日立製作所，[2]㈱日立ハイテクソリューションズ，[3]広島大学

プロセス計測の高信頼化を目的に，圧力伝送器のドリフト抑制手法を開発した。本研究では，ドリフトの原理，パラジウムを用いたドリフト抑制手法の実験による評価について報告する。

**キーワード：**圧力伝送器，ドリフト，水素透過，放射線分解，パラジウム，水素吸蔵

## 1. 緒言

原子力発電プラントにおいては，復水器や給水加熱器ドレンタンクの水位などのプロセス測定に圧力伝送器が用いられている。これら圧力伝送器の一部で，内部に水素ガスが蓄積して計測値が実際と異なる事象（ドリフト）が発生している[1]。我々の研究により，ドリフトの主要因は，外部からの水素透過と内部シリコーンオイルの放射線分解で発生する水素による，圧力伝送器内部の圧力変化と分かった。対策として，水素吸蔵物質であるパラジウム(Pd)で水素を吸蔵し，内圧変化を抑制する手法を考案した[2]。本研究では，圧力伝送器内部のシリコーンオイル中に Pd を設置する構成に関して，オイル中での Pd の水素吸蔵量と，ドリフトが発生すると報告される圧力 7.7kPa 以下で実機 10 年間での水素蓄積量(最大 8.0ml)の保持が可能かを，実験により確認した。

## 2. 実験

脱気したシリコーンオイル 2g に Pd を 200mg 混合させた試験体に対して，PCT (Pressure-Composition-Temperature) 測定装置で水素吸蔵放出特性を測定した。図 1 に試験結果を示す。吸蔵特性については，水素分圧を 0 から約 3MPa まで上昇させたところ，シリコーンオイル中(a)と気中(c)[3]での吸蔵曲線が類似しており，ほぼ同等の性能であることが分かった。一方，放出特性については，シリコーンオイル中での水素放出(b)は気中(d)[3]と比較して少なく，水素分圧を 7.7kPa 以下としても，最大 0.55wt%保持(大気圧換算で Pd1g あたり水素 61.6ml)できることが分かった。

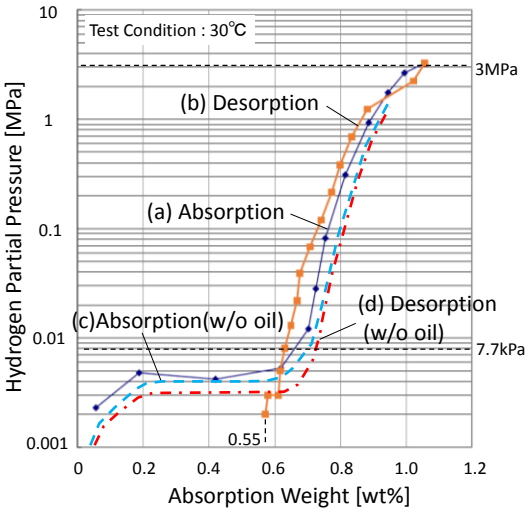



図1 シリコーンオイル中のPdのPCT特性

## 3. 結論

本試験結果から，シリコーンオイル中においても，Pd が気中と同量の水素を吸蔵可能であることと，水素分圧が 7.7kPa 以下に低下しても，吸蔵した水素を最大 0.55wt%保持(大気圧換算で Pd1g あたり水素 61.6ml)できることを確認した。圧力伝送器の内部に蓄積する水素量は最大約 8.0ml/10 年であり，ドリフト抑制に必要な Pd は 0.13g 以上であれば充分であることが分かった。

## 参考文献

[1] U.S.NRC Information Notice No.95-20 (1995-3)　[2] Ryo Kuwana, et.al., ICONE-23 No.1424 (2015-5)

[3] Miho Yamauchi., The Murata Science Foundation Annual Report No.18 p.90-99 (2004)

*Ryo Kuwana[1], Daisuke Shinma[1], Atsushi Fushimi[1], Isao Hara[1], Hiroyuki Sugimoto[2] and Takayuki Ichikawa[3]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi High-Tech Solutions Corp., [3]Hiroshima Univ.

# 高温ナトリウム用超音波流量計の開発
## - 信号処理手法の適用性評価 -

Development of ultrasonic flowmeter for high-temperature sodium
- Applicability evaluation of signal processing method -

*平林 勝，鈴木 将，今村 弘章
原子力機構

ナトリウム冷却炉用の主循環流量計として、超音波伝搬時間差多測線方式流量計測システムを開発している。これまでの報告では、水流動試験等の結果より、開発要件である直線性等を満足できる見通しを示した。本報では、ナトリウム実流試験の結果より、提案した温度補償方法の適用性等について評価した。

**キーワード**：高速炉，超音波流量計，高温ナトリウム，信号処理

### 1. 緒言

ナトリウム冷却炉の実用化概念で検討されている直管部が短い高クロム鋼の大口径配管に適用する流量計として、超音波伝搬時間差多測線方式流量計測システムを開発しており、これまでに実施してきた水流動試験等の結果より、開発要件である直線性等を満足できる見通しを示してきた。本報では、広範なナトリウム温度に対して提案した温度補償方法の適用性等を評価するために、ナトリウム実流試験を実施した。

### 2. 試験及び結果

表 1 に主要な試験条件を示す。本試験では、広範なナトリウム温度に対して温度補償方法を含む信号処理手法の適用性評価を主な目的としており、測線数及び上下流直管長は、これまでに実施してきた水流動試験等で見通しを示した 4 測線に対して 1 測線、上下流直管長は配管内径の約 3 倍（3D）に対して 15 倍とした。

図 1 に超音波流量計による流量の計測結果を示す。この結果より、各温度に対して超音波で計測した流量は、水流動試験と同様に直線性を有していることを確認した。また、ナトリウム温度の変化に対して、超音波で計測された流量は同じ値を計測しており、提案した温度補償方法の適用見通しが示された。

**表 1　試験条件**

| 項目 | 条件 |
|---|---|
| Na 温度 | 200～400℃ |
| 配管内径 | 53.5mm |
| 流量<br>流速 | ～100ℓ/min<br>～0.74m/s |
| 測線数 | 1 |
| 直管長 | 約 15D |

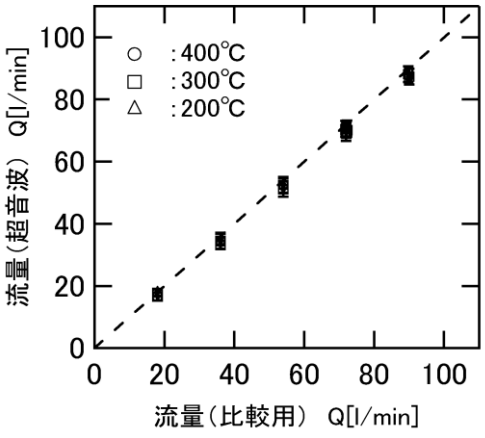



**図 1　温度補償**

### 3. 結言

ナトリウム実流試験の結果より、広範なナトリウム温度に対して温度補償を含む信号処理手法の適用見通しが示された。

### 参考文献

[1] 平林 他,「高クロム鋼を用いた 1 次冷却系配管に適用する流量計測システムの開発」 原子力学会 2009 年秋の大会 G32

*Masaru Hirabayashi, Masashi Suzuki and Hiroaki Imamura
Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：303-2 Remote Control, Robotics, Image Processing

Thu. Sep 8, 2016 10:35 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 1:35 AM - 2:10 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [2G05-06] Fiber sensor, Ultrasonic sensor

Chair: Yukiharu Ooga (HGNE)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2G05] Evaluation of concrete strength by using laser induced ultrasonic waves

*Tomonori Yamada[1], Hiroshi Suzuki[1], Hanari Toshihide[1], Takuya Shibata[1], Akihiko Nishimura[1], Shinichi Koyama[1], Hiroyuki Daido[1], Yoshinori Shimada[2], Oleg Kotyaev[2], Shinri Kurahashi[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Institute for Laser Technology)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2G06] Thermal induced deformation measurement of the sodium circulation loop by a Heat resistant FBG sensor

*NISHIMURA AKIHIKO[1], YUSUKE TAKENAKA[2], KAZUHIRO TORIMOTO[1], MASASHI UEDA[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.A-Tech)

11:05 AM - 11:10 AM JST | 2:05 AM - 2:10 AM UTC

Time reserved for Chair

# レーザー励起超音波によるコンクリート強度の評価

Evaluation of concrete strength by laser induced ultrasonic waves

*山田 知典[1]，鈴木 啓司[1]，羽成 敏秀[1]，柴田 卓弥[1]，西村 昭彦[1]，小山 真一[1]，
大道 博行[1]，島田 義則[2]，オレグ・コチャエフ[2]，倉橋 慎理[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]レーザー技術総合研究所

熱劣化コンクリートの物理的・機械的強度等の評価を目的として遠隔診断技術の開発を行っており、その結果について報告する。

**キーワード：**レーザー，超音波，コンクリート，遠隔診断，熱劣化

## 1. 緒言

東電 HD 福島第一原子力発電所の廃止措置では、放射性物質によって汚染された廃棄物等を処理又は処分する必要がある。作業者の被ばくを考慮すると直接手作業での分析が行えないため、遠隔分析が可能な機器及び遠隔操作に関する技術開発が必要不可欠となる。原子力機構では、こうした放射性物質の分析・研究に利用可能な遠隔技術（ホット試験技術）の開発を行っている。本研究は、このホット試験技術の一つであり、熱劣化コンクリートの物理的・機械的特性等の遠隔診断を目指す。

## 2. 実験

供試材は、寸法φ100 mm×200 mm、圧縮強度 35 N/mm$^2$（材齢 29 日）のコンクリートである。ホットプレートを用いて底面へ加熱処理を行い、3 箇所に熱電対を埋め込み温度履歴を測定した（図 1）。10 分間の加熱処理では、加熱面近傍が 200 ℃以上に加熱されており、加熱後は室温まで空冷した後、診断試験を行った（図 2）。前報[1]では、加振用レーザーにより対象物中に超音波を発生させ、その振動をトランスデューサーにより計測したが、本研究では、計測用レーザーを利用して振動を計測した。

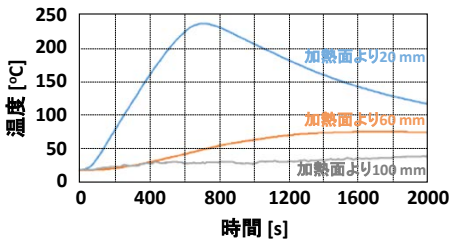



図 1 熱処理時の温度履歴

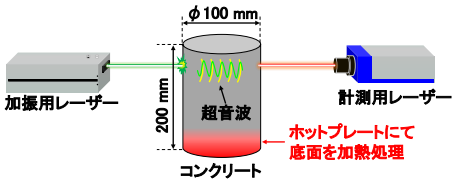



図 2 レーザー診断試験の様子

## 3. 結果・考察

超音波の伝播時間を比較すると、加熱面から 5 mm 離れた箇所で 29.3 μs、加熱面より 195 mm 離れた箇所で 27.8 μs となり加熱処理により伝播時間が長くなることが確認できた。この結果は、前報[1]のトランスデューサーによる計測結果と同様の傾向であり、計測用レーザーを利用することで、コンクリートの熱劣化を評価できる可能性が示唆された。また、伝播時間の差異については、加熱処理によるコンクリートの弾性係数や質量密度等の変化に依存していると考えられ、今後、破壊試験により確認する予定である。

## 4. 結言

計測用レーザーにより対象物中の超音波を計測することで、トランスデューサーの場合と同様にコンクリートの熱劣化を評価できる。これにより遠隔からコンクリートの熱劣化を把握できる目処を得た。

## 参考文献

[1] 山田知典他，研究拠点機能向上のための遠隔技術開発(8)放射化コンクリートの特性評価に向けたレーザー診断技術開発，日本原子力学会 2016 年春の年会, 1M17.

---

*Tomonori Yamada[1], Hiroshi Suzuki[1], Toshihide Hanari[1], Takuya Shibata[1], Akihiko Nishimura[1], Shinichi Koyama[1], Hiroyuki Daido[1], Yoshinori Shimada[2], Kotyaev Oleg[2] and Shinri Kurahashi[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Institute for Laser Technology

# 耐熱 FBG センサによるナトリウム工学研究施設の配管熱変形測定

Thermal Induced Deformation Measurement of the Sodium Loop by a Heat Resistant FBG Sensor

*西村　昭彦[1]，竹仲 佑介[2]、鳥本　和弘[1]，上田　雅司[1]
[1]原子力機構，[2]エーテック

敦賀市白木に開設したナトリウム工学施設のナトリウム循環配管の熱歪測定を実施した。測定にはレーザ加工により作製した耐熱光ファイバ回折格子によるセンサ（FBG）を使用した。

**キーワード：**高速炉，ナトリウム工学，FBG センサ，緊急時対応

**1. はじめに**　敦賀白木地区に建設されたナトリウム工学研究施設では、高速炉の保守保全技術の高度化に取り組む。配管のエルボ部分にパルスレーザ加工で製作した耐熱 FBG センサを実装した[1]。これにより配管の熱膨張、ナトリウムの重量あるいは地震などの外力などによる変形を捕らえることができる。このセンシングシステムにより可能となる新たな施設の状態監視について述べる。

**2. 実施内容**　レーザによる FBG センサ加工は、当初はチタンサファイヤ超短パルスレーザを用いて顕微鏡内で光ファイバコアに集光することで試作した。光ファイバは微動ステージに固定し一定速度の移動制御を行った。微動ステージは、長距離動作型と精密ピエゾ型の 2 種類を比較した。代表的な加工パラメータは、レーザ出力 5μジュール/pulse、ブラッグ波長は 1540μm,、加工間隔は 1595nm、加工点数 400、総加工長、次数は 3 とした。目的とする波長ピーク以外のサテライトが複数現れた。そこで改良のため、光源を高繰り返しピコ秒パルスレーザに置き換え、加工ステージの速度を一定としてサテライトの抑制に成功した。図 1 に単一の Bragg ピークの FBG を示す。

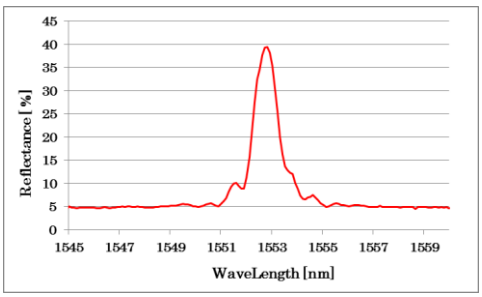
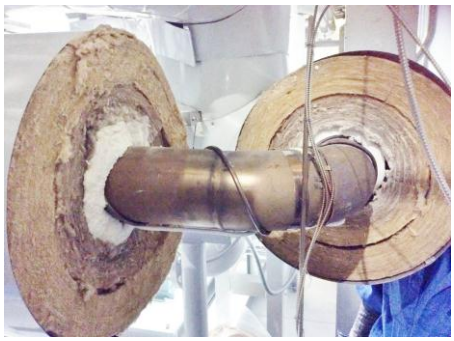


図 1　ピコ秒レーザ加工の FBG ピーク

光ファイバに FBG を加工した後、外装の保護皮膜を除去した後、金属接着剤でナトリウム工学研究施設のステンレス配管に実装した。保護皮膜を除去した光ファイバは断線し易い為、金属の細管を圧着させ保護とした。ナトリウムが循環するステンレス配管表面は、ヤスリ研磨により凹凸を設け脱脂洗浄の後、金メッキ処理を施した。


図 2　エルボ配管に実装した FBG センサ

予備加熱したナトリウムを電磁ポンプにより循環した。温度 550 度、流速毎秒 5m を達成し、もんじゅの 100%出力達成時と同等の模擬が可能である。図 2 にエルボ配管に実装した FBG センサの実装箇所を露出させた様子を示す。配管には 3 種の断熱材が多層に巻かれている。

**3. おわりに**　ピコ秒パルスレーザ加工により FBG センサの性能向上に成功した。ナトリウム工学研究施設のエルボ配管に実装した FBG センサを用いて、施設の試運転に伴い熱変形する配管の歪測定に成功した。講演では施設の緊急停止時において 550 度の高温から室温に冷却する際の熱収縮についても報告する。

**参考文献**

[1] A. Nishimura, et al., Journal of Laser Micro/Nanoengineering, 9, （2014）, 221.

*A. Nishimura[1], Yusuke Takenakai[2], Kazuhiro Torimoto[1] and Masashi Ueda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]A-Tech

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：303-3 Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

Thu. Sep 8, 2016 11:10 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 2:10 AM - 3:00 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [2G07-09] resilience and emergency response

Chair: Hiroshi Ujita (Inst. for Environmental and Safety Studies)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

### [2G07] Background Factors for Emergence of Resilience

*KYOKO OBA[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3.Research Institute for Technology Management Strategy)

---

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

### [2G08] Study on a Technique to Generate Plausible Operation Procedure in an Emergency Situation of Nuclear Power Plant

Procedure Generation Algorithm Based on a Functional Model

*Akio Gofuku[1], Takahisa Inoue[1] (1.Okayama University)

---

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

### [2G09] Characterization of operation training based on the new objective indices

*Yoshitake SOHMA[1], Makoto TAKAHASHI[1], Kazukiyo UEDA[2] (1.Dept. of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering,Tohoku University, 2.BWR Operator Training Center Corporation)

---

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

### Time reserved for Chair

# レジリエンスを実現する背後要因についての検討

Background Factors for Emergence of Resilience

*大場 恭子[1]，吉澤 厚文[2]，北村 正晴[3]
[1]JAEA，[2]IRID，[3]テムス研究所

レジリエンスエンジニアリングでは，安全を実現するために必要となる 4 つのコア能力を定義している。本研究では，東日本大震災時に，災害を軽減した事例に注目し，有効に機能した施策が平時になぜ行われたのかに注目し，それらを実現するためのコア能力を発揮した背後要因（管理すべき要素）について検討した結果，既存の研究に上げられている要素に加え，さらなる土台となる，組織文化（Corporate Culture）や社会環境（Social Environment）の必要性を得た。

**キーワード：**レジリエンスエンジニアリング,4 つのコア能力，管理すべき要素（背後要因），組織文化，社会環境

## 1. 緒言

安全を実現するための手法として提案されているレジリエンスエンジニアリングでは，必要な 4 つのコア能力（以下，「4 能力」）として，Anticipating（予見する），Monitoring（監視する），Responding（対処する），Learning（学習する）を挙げている[1]。これら 4 能力を発揮するために管理すべき要素（背後要因）について，小松原は Technical Skill, Non-technical Skill, Attitude, Mental and Physical Health を提案し，さらに第二著者は，Working Environment の重要性も指摘している[2]。こうした中，本稿では，東日本大震災時に事前の対策によって災害軽減に成功した事例を対象に，震災時に有効に機能した施策が実現に至るまでに発揮された能力とその背後要因を分析した。

## 2. 東日本大震災における被災規模の軽減を実現した JR 東および原電の事前対策について

東日本大震災時，JR 東日本旅客鉄道株式会社（以下，「JR 東」）は乗客・乗員の列車内での人身災害ゼロを実現している。この人身災害ゼロにつながった主たる対策として，阪神淡路大震災および三陸南地震からの Learning に基づく活断層から 3km 以内にある高架橋等の補強工事，中越地震からの Learning に基づくレール転倒防止装置の導入および早期地震検知器の導入が挙げられる[3]。また，日本原子力発電株式会社（以下，「原電」）東海第二発電所は，茨城県の土木部河川課および生活環境部原子力安全対策課によって提供された茨城県津波浸水想定図をきっかけとした Monitoring 結果に基づく冷却用海水取水ポンプ室の壁の嵩上げ工事が挙げられる[4]。これらの実施に至る 4 能力が発揮された背後要因を検討すると，JR 東の事例には，専門家の意見の尊重や安全への投資を是とする企業文化をみることができる。また，原電の事例には，津波対策を促進した国庫補助事業制度（社会環境）やスマトラ沖地震津波（社会環境）およびそれに付随して行われた茨城県県議会における津波対策を促す質疑（社会環境），茨城県生活部原子力安全課と原電の関係性（企業文化）等を挙げることができる。

## 3. 結論

東日本大震災の被災規模の軽減を実現した事例を検討した結果，既存の研究で挙げられていた背後要因に加え，社会環境および企業文化の影響もあることが明らかになった。これらは，Mental and Physical Health や Working Environment の更なる土台と位置づけられよう（図 1）。安全対策は，大きな費用負担を必要とすることが少なくない等，対策を行うかどうかの判断は，技術的観点だけではない視点も加わることは必然である。そのため，企業文化，あるいは社会による後押し等社会影響のインパクトが大きいと考えられる。

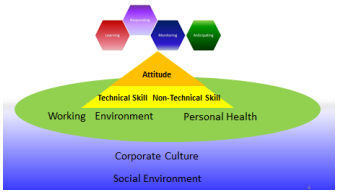



図 1　4 能力を発揮するために管理すべき要素（背後要因）

今後は，本研究の結果に基づき，レジリエントな組織および個人を育成するために必要な取り組みについて，それぞれの管理すべき要素とそれが強く関係する 4 能力を意識しながら，検討を進める予定である。

**参考文献**

[1] E. Hollnagel, D. Woods, N. Leveson [編著],北村正晴 [監訳]，“レジリエンスエンジニアリング概念と指針”，日科技連（2012）
[2] 吉澤厚文他，“福島第一原子力発電所事故を踏まえた組織レジリエンスの向上（I）”，日本機械学会 2014 年度年次大会予稿集 G2010102（2014）
[3.] 大場恭子他，“積極的倫理とレジリエンス・エンジニアリングの関係性”，電気学会教育フロンティア研究会予稿集（2014）
[4] 大場恭子他，“福島第一原子力発電所事故を踏まえた組織レジリエンスの向上（IV）”，日本機械学会 2015 年度年次大会予稿集 G1700106（2015）

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2] and Masaharu Kitamura[3]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [3] Research Institute for Technology Management Strategy

# 原子力プラントの緊急時の代替対応操作手順の導出手法に関する研究 機能モデルに基づく手順導出アルゴリズム

Study on a Technique to Generate Plausible Operation Procedure in an Emergency Situation of Nuclear Power Plants
Procedure Generation Algorithm Based on a Functional Model

*五福　明夫[1]，井上　貴久[1]
[1]岡山大学

運転員の臨機応変な対応を支援するために，機能モデルに基づいた緊急時対応手順の生成システムを開発することを目的として，緊急時の代替操作手順を導出するアルゴリズムを検討した．

**キーワード**：機能モデル，MFM，緊急時対応，代替対応操作，操作手順導出，アルゴリズム

## 1. 緒言

原子力発電プラントの安全性を更に高めるためには，整備されている緊急時対応操作手順が実施できない場合の代替の対応手順を状況に応じて生成して，運転員の臨機応変な対応を支援することが必要と考えられる．本報告では，プラントの機能モデルに基づいた代替操作手順導出アルゴリズムを提案する．

## 2. 緊急時代替操作手順導出のアルゴリズム

### 2-1. 機能モデル

機能に着目してシステムをモデル化した機能モデルは，機器の目的や役割に関する情報をモデルとして表現できる．このため，これらの情報とシステムの挙動とを関連づけることができ，望ましいシステムの挙動を得るための機器や手順が探索できると考えられる．本研究では，機能情報を一種のグラフとして表現する MFM（Multilevel Flow Modeling）[1]により，基礎とする機能モデルを構築する．

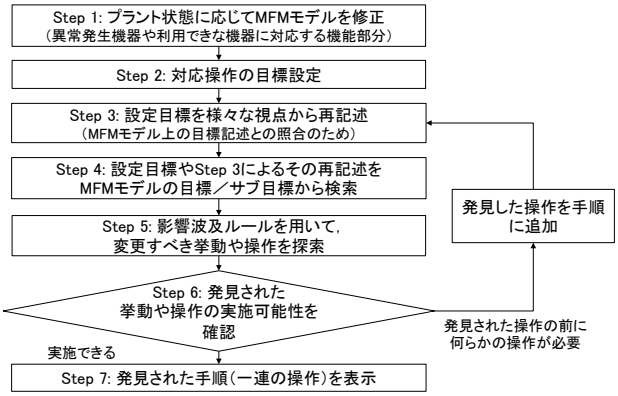



図 1 緊急時代替操作手順導出の流れ

### 2-2. 代替操作手順導出アルゴリズムの概要

MFM モデルにおける目標や機能のシンボル間の関係は，システムの目標達成のための因果関係を表していると考えられ，MFM モデルに基づく因果推論手法が研究され[2, 3]，運転員支援や安全性解析などへ応用されている[4]．代替操作手順導出の流れは，図 1 のように，望ましいシステムの挙動を得るために必要となる機能の状態変更を，MFM シンボル間の因果推論ルールを適用して推論していき，状態変更を行える機器操作を探索する．機器操作には一般に前提条件があるため，その前提条件を満たすシステム挙動を得るための機器操作を同様にして探索する．この探索を繰り返すことにより，代替操作手順を求める．

## 3. 結言

運転員の柔軟な対応操作の支援を目的に，MFM モデルに基づいた代替操作手順導出手法を提案した．

### 参考文献

[1] Lind, M., Int. J. Nuclear Safety and Simulation, 2 (1), 22-32, (2011). [2] Gofuku, A., Tanaka, Y., Proc. 4th IJCAI Workshop on Engineering Problems for Qualitative Reasoning, 77-83, (1999). [3] Lind, M., Zhang, X., Nuclear Engineering and Technology, 46 (6), 753-772 (2014). [4] Gofuku, A., Ozaki, Y., Ohi, T., Ito, K., Proc. HCI International 2003, 2, 1198-1202, (2003).

*Akio Gofuku[1] and Takahisa Inoue[1]
[1]Okayama Univ.

# 運転訓練内容の新たな客観的指標に基づく特徴付け

Characterization of operation training based on the new objective indices

*相馬　由健[1]，高橋　信[1]，上田　一潔[2]
[1]東北大学大学院　工学研究科　量子エネルギー工学専攻，[2]株式会社 BWR 運転訓練センター

本稿では、BWR 運転訓練における個人のパフォーマンスの定量的評価および特徴付けを目的として、訓練データに基づいた定量的評価指標に関して検討した結果について述べる。

**キーワード：BWR 運転訓練、パフォーマンス定量評価**

**1. 緒言**：本研究グループでは（株）BWR 運転訓練センターにおける原子力発電所運転員の新たなパフォーマンスの客観的指標を提案し定量的評価手法に関する研究を行っている[1]。従来の研究では運転チーム全体を評価対象としており個人を対象とした客観的評価手法に関しては十分検討していなかった。本報告では個人のパフォーマンス向上を目的とした訓練シナリオより得られるデータに基づき、原子力発電所の中央制御室における運転操作員を対象としたパフォーマンスの定量的評価および特徴付けに関して検討した結果について述べる。

**2. 手法**：本研究では、実際の原子力発電所の中央制御室において行なわれているコミュニケーションの方式に着目した。解析の第一段階として、シナリオ内でより緊急性が求められる状況において高および低パフォーマンスの被験者間で対象パラメータの差を生じるきっかけとなった操作を「重要操作」として定める。その後、以下に定義する定量的指標の「**報告時間**」を導出する。

**■報告時間**：報告が必要な事象の発生から実際の報告完了までにかかる時間

以上の指標を用い、「重要操作対応をとるための報告時間が短いほどプラントをより安全な状態に制御することができる」と仮説を立て、高および低パフォーマンスの被験者間の違いを、発話や訓練データに基づき比較した。本仮説はプラントが通常時よりも安全ではない状態をより短い時間とするためには、迅速な対応が必要であるという先行研究の知見[1]に基づいている。

**3. 結果**：本報告では「原子炉水位」が最重要パラメータとなるシナリオについて述べる。2 節より、重要操作として「原子炉スクラム」を選定した。右図に給水ポンプトリップから原子炉スクラム、そしてその後の水位の変化を示す。同図に示すように、スクラムが約 10 秒遅れたことが、被験者間で 200 ㎜ の水位差を生じている要因の 1 つであると考えられた。そこで起因事象発生からスクラムまでを 2 つのフェーズに分けた結果、報告完了からスクラムまでの時間に差は見られなかったものの、右下表に示すように前節で定義した「報告時間」が短い方が水位をより高く保てているという相関が見られ、本シナリオにおいて仮説の妥当性が検証された。

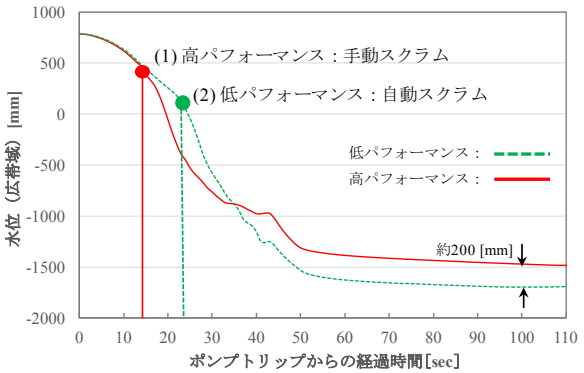



図　給水ポンプトリップ後の水位の変化

表　各報告時間

| 被験者 | 給水ポンプトリップから報告（報告時間） |
|---|---|
| 高パフォーマンス | 約３秒 |
| 低パフォーマンス | 約１０秒 |

**4. 結論**：本研究では、操作員が状況を認知・理解し、その状況の報告が完了するまでの時間を新たな定量的指標として採用できる可能性を示した。今後、対象パラメータの異なるシナリオについても検証し「報告時間」の有意性を高め、多面的な特徴付けの手法に関して検討していきたい。

**参考文献**

[1] 一谷賢治 他, “BWR 運転訓練のためのプラント状態可視化システムの開発”, HI 学会特集号 Vol.15, No.3 (2012)

*Yoshitake SOHMA[1], Makoto TAKAHASHI[1] and Kazukiyo UEDA[2]
[1] Dept. of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University,
[2] BWR Operator Training Center Corporation

General Meeting

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room G
Kumume City Plaza - Studio 2

**[GM2G] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第54回全体会議**

[GM2G] General Meeting

General Meeting

# [GM2G] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第54回全体会議

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

## [GM2G]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Other Session：JST

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [PL2G] Outline of MEXT competitive funds for nuclear technology International Collaboration on Decommissioning

Chair: Shinichi Higuchi (JST)

### [PL2G01] Outline of R&D programs for nuclear technology in competitive funds

*Kenichi Sumimoto[1] (1.JST)

### [PL2G02] UK-Japan Nuclear Research and Programme

*Mamiko Ohno[1] (1.British Embassy Tokyo)

### [PL2G03] Nuclear Research and Technology Transfer

UK Perspectives

*Simon M. Pimblott [1] (1.Univ. of Manchester)

### [PL2G04] The UK's National Nuclear Laboratory Ltd (NNL)

'Needs Based' Research in the UK

*Keith Franklin[1] (1.NNL)

その他セッション「文科省原子力研究開発事業について 廃炉国際共同研究を中心に」

# 原子力競争的資金による研究開発事業の紹介

Outline of R&D programs for nuclear technology in competitive funds

*住本研一[1]

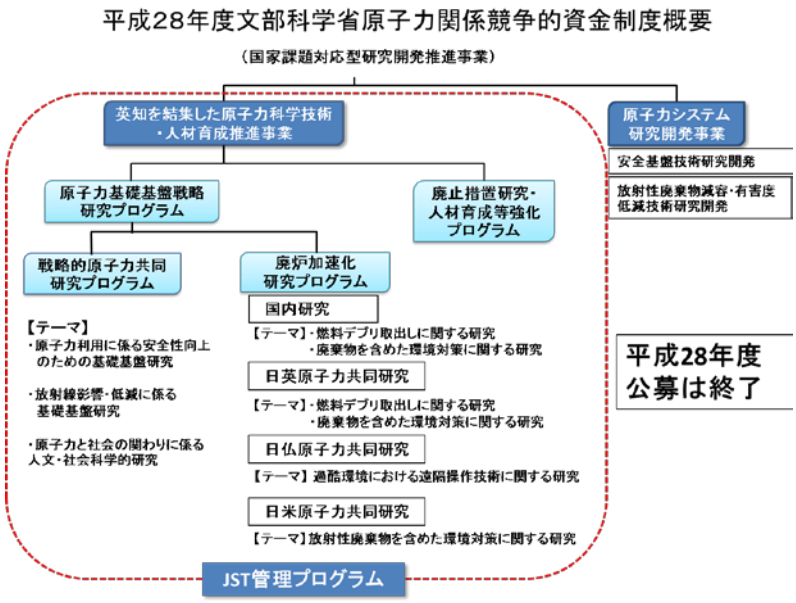
[1]国立研究開発法人 科学技術振興機構（JST）

文部科学省が進める「国家課題対応型研究開発推進事業」は、科学技術政策の遂行の観点から、国が直接実施する必要のある研究開発活動について、優れた提案を採択する競争的資金制度である。平成 20 年度に、原子力の新たな利用技術や知識の創出、技術基盤を強化することを目的として「原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ」が創設された。

福島第一原子力発電所（１F）事故後、「原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ」では「復興対策基礎基盤研究プログラム」を公募テーマに設定し、さらに平成 26 年度には新たに「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」が創設された。平成 27 年度より、「原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ」「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」が統合され「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」（以下、「本事業」）が設けられた。本事業において、「戦略的原子力共同研究プログラム」「廃炉加速化研究プログラム」「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」を推進し、福島第一原子力発電所の廃止措置等を始めとした原子力分野の課題解決に貢献することとしている。具体的には、国内外の英知を結集し、国内の原子力分野のみならず様々な分野の知見や経験を、従前の機関や分野の壁を越え、国際共同も含めて緊密に融合・連携させることにより、原子力の課題解決に資する基礎的・基盤的研究や産学が連携した人材育成の取組を推進している。

JST は、本事業の支援業務を受託しており、「廃炉加速化研究プログラム」における日英、日仏、日米の国際共同研究を促進させる試み等を行っている。本大会では、英国大使館の協力を得て、英国の研究状況、英国からの参加者の研究紹介を行い、日英両国間の新しい共同研究・協力体制を生み出す一助とする。そのため、このセッションでは、講演以外に研究者間で自由に情報交換できる場を設ける予定である。

なお、最新の公募情報については、次の JST 原子力サイトを参照されたい。(http://www.jst.go.jp/nuclear/)




進行中・終了後の課題については JST サイト参照
www.jst.go.jp/nuclear/quick/index.html
www.jst.go.jp/nuclear/quick/end.html

*Kenichi Sumimoto[1]

[1]Japan Science and Technology Agency

その他セッション「文科省原子力研究開発事業について 廃炉国際共同研究を中心に」

Outline of MEXT competitive funds for nuclear technology
- International Collaboration on Decommissioning -

# UK-Japan Nuclear Research and Programme

*Mamiko Ohno
British Embassy Tokyo

**Background:**

The UK and Japan have a long established co-operation in the field of civil nuclear energy, originating in the 1960s. The UK supplied Japan's first commercial nuclear power reactor, based on the Magnox design, which operated on the Tokai site from 1966-1998 generating in excess of 27.7 billion KWh. Nuclear fuel from this reactor, and later light water reactors in Japan, was reprocessed under contract to British Nuclear Fuels and its successors, from mid 1970s onwards. Following the Great East Japan Earthquake, on 11 March 2011, leading to partial melt down of three boiling water reactors at the Fukushima Daiichi site (Units 1-3), the UK and Japan have established a strong collaboration in the field of nuclear decommissioning and waste management. The Governments of UK and Japan recognise the importance of stronger collaboration and co-operation in the field of civil nuclear energy, to address the challenges of legacy decommissioning and waste management, and exploitation of nuclear fission technology as a safe, affordable, low carbon energy supply. Accordingly, a Japan – UK framework for Civil Nuclear Co-operation was established in 2012, leading to an annual UK – Japan Nuclear dialogue to strengthen bi-lateral co-operation in civil nuclear energy.

**Overview of the EPSRC - MEXT joint research programme:**

The overarching aim of this programme is: to advance

nurture the UK and Japan academic communities in civil nuclear energy, leading to the collaborative development of novel methodologies and tools, to address common challenges in decommissioning and waste management, reactor safety and regulation, nuclear energy policy, public communication and engagement, and environmental safety. The programme is in its third phase and running total of 6 projects under the themes of severe accident, environmental safety, removal of fuel debris, and waste management. An independent UK-Japan joint panel will meet at the end of August to assess the new proposals for 2016-2019. See below table for projects underway.

| | Research Organisation | Grant Title |
|---|---|---|
| **UK Partner** | Imperial College London | Reactor core-structure re-location modelling for severe nuclear accidents |
| **Japan Partner** | University of Tokyo | |
| **UK Partner** | University of Birmingham | Novel restoration materials for clean-up of radionuclides in the environment |
| **Japan Partner** | JAEA | |
| **UK Partner** | University of Sheffield | Development of solidification technique with minimised water content for safe storage and disposal of secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima |
| **Japan Partner** | JAEA | |
| **UK Partner** | University of Lancaster | Technology development to evaluate dose rate distribution in PCV and to search for fuel debris submerged in water |
| **Japan Partner** | Nagaoka University of Technology | |
| **UK Partner** | University of Sheffield<br>Imperial College London | Advanced Waste Management Strategies for High Dose Spent Adsorbents |
| **Japan Partner** | Kyushu University | |
| **UK Partner** | University of Bristol | An ultrasonic measurement system and its robotic deployment into vessels for the combined assessment of debris condition and water leakage |
| **Japan Partner** | Tokyo Institute of Technology | |

The session will briefly describe the main areas of nuclear research in the UK, and will identify opportunities for collaboration with international programmes.

For further information, please visit https://www.epsrc.ac.uk/research/ourportfolio/themes/energy/

その他セッション「文科省原子力研究開発事業について 廃炉国際共同研究を中心に」

Outline of MEXT competitive funds for nuclear technology
- International Collaboration on Decommissioning -

# Nuclear Research and Technology Transfer: UK Perspectives

*Simon M. Pimblott[1] and Christopher Pain[2]
[1]University of Manchester, Dalton Cumbrian Facility, [2]Imperial College London

**The University of Manchester, Dalton Cumbrian Facility**

The U.K. has a long history of nuclear power generation and with the development of an extensive new nuclear build programme on top of the requirement to decommission old facilities, there is a need for bespoke facilities to perform research to inform decision making. The University of Manchester's Dalton Cumbrian Facility is an undertaking supported by the Nuclear Decommissioning Authority and The University to address the engineering decommissioning and radiation scientific challenges associated with the nuclear industry and particularly the Sellafield site. The DCF is a world leading scientific capability located near Whitehaven in Cumbria close to the Sellafield site and was officially opened in 2013 by Lord Hutton. The facility currently houses state of the art irradiation capabilities, including a 5MV tandem accelerator; a 2.5MV single ended ion accelerator; and, self-contained Cobolt-60 gamma irradiator; as well as dedicated analytical chemistry and environmental and material science laboratories. The experimental capabilities will be described and discussed.

The ion accelerator systems at the DCF have been used to investigate the effects of various charged particles including protons, alpha particles and a number of heavier ions on nuclear and structural materials, while the Co-60 irradiator has been used to study the effects of gamma radiation on polymers and waste encapsulants, nuclear reprocessing solvents, LWR coolant systems, and atmospheric gases. Examples of work carried out at the facility will be presented to show how this equipment is used to enhance the mechanistic understanding of the deleterious effects of ionizing radiation in the nuclear industry, with applications include in waste storage and reprocessing as well as geological disposal and novel surveying techniques.

The DCF was originally supported by a £20million investment by the two founding partners, which has been leveraged by a further £6.5million of capital investment for research equipment raised from other government and industry sources. Capabilities under development include the world’s highest energy dual ion beam irradiation as well as a picosecond time resolution positron annihilation spectroscopy capability. The DCF, along with the National Nuclear Laboratory’s Central Laboratory and the Culham Centre for Fusion Energy, is an integral part of the UK’s National Nuclear User Facility. The NNUF was established as part of the Governments Nuclear Industry Strategy to provide the UK nuclear R&D community with access to world leading equipment for research on radioactive or activated materials. Future developments and enhancements at the DCF and the NNUF will be presented and important research challenges will be identified.

**Imperial College London**

The Applied Modelling and Computation Group (AMCG) at Imperial College London have maintained reactor physics and criticality innovation at a world class level that is unique to the UK. The AMCG achieved this by maintaining a strong

multidisciplinary team of mathematicians, physicists and engineers working in close contact with the Regulators and Industry. AMCG is a 50+ strong team of researchers that develops and applies novel numerical methods to multi-scale and multi-physics problems. In 2011, it was presented with the prestigious Imperial College Research Excellence Award. Our specific relevant expertise covers areas of radiation transport, reactor physics, uncertainty modelling, multi-phase flow, coupled nuclear/fluids/structures, fault modelling, computational fluid dynamics (CFD), nuclear waste repository criticality, finite element (FEM) formulations, solid-mechanics, scalable solvers and parallel mesh adaptation. The science is reinforced and further geared through working in other engineering and environmental fields. AMCG has worked and delivered on several industrial projects in collaboration with companies both within the UK and overseas. With Rolls-Royce it developed the EVENT radiation transport model and with the HSE the initial FETCH framework was built. In Japan, the AMCG worked closely with both the JAEA and University of Tokyo (UoT) in projects including the Todai Forum (a meeting of 50 UoT and ICL nuclear researchers held at ICL), fuel reprocessing and transient criticality. In addition, the AMCG has performed consultancy for JAEA. More recently, with the Babcock & Wilcox Company (USA), a predictive model for medical isotope production reactors was developed. Working with ONR the work on accident scenario analysis has been focused on a modelling approach for candling phenomena and its verifications and a recent EPSRC grant has helped develop the severe accident modelling framework.

その他セッション「文科省原子力研究開発事業について 廃炉国際共同研究を中心に」

Outline of MEXT competitive funds for nuclear technology
- International Collaboration on Decommissioning -

# The UK's National Nuclear Laboratory Ltd (NNL)
# 'Needs Based' Research in the UK

*Dr Keith Franklin
National Nuclear Laboratory
First Secretary (Nuclear), British Embassy Tokyo

The UK's National Nuclear Laboratory (NNL) plays a central role in the co-ordination of UK nuclear research and development and maintains close links with academia and industry. NNL support Government in safeguarding the UK's nuclear skills and capabilities and provide advice on key strategic decisions (Figure 1).

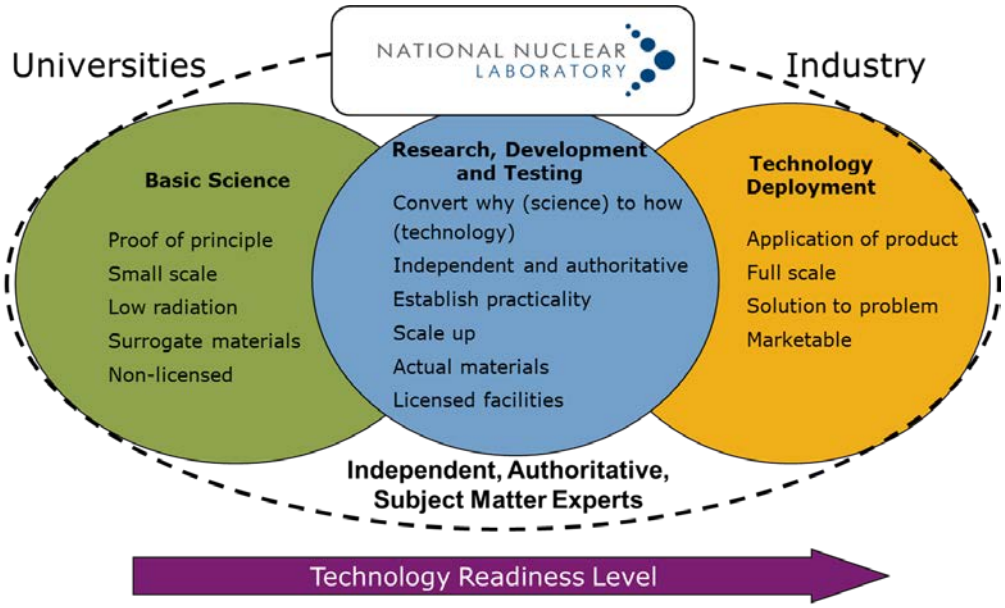
Uniquely for a national lab, the NNL is an government owned company, and operate on a commercial basis. Customer-funded work is delivered with a strong commercial focus enabling NNL to generate an operating surplus that is subsequently re-invested in research, skill-building and facilities. This in turn helps to further the UK's strategic capabilities and develop expertise, thus supporting our Government mandate to develop and maintain a range of internationally recognised subject matter experts.

**Figure 1: Linking Academia and Industry - The Role of NNL Ltd in the UK**



This role allows the NNL to take technologies from low technology readiness levels up to pilot project and application in the industry (Figure 2). This means that the focus of NNL's work is on 'Needs Based' research, where advances in technology and linked with the needs of the industry to provide fit for purpose solutions (Figure 3).

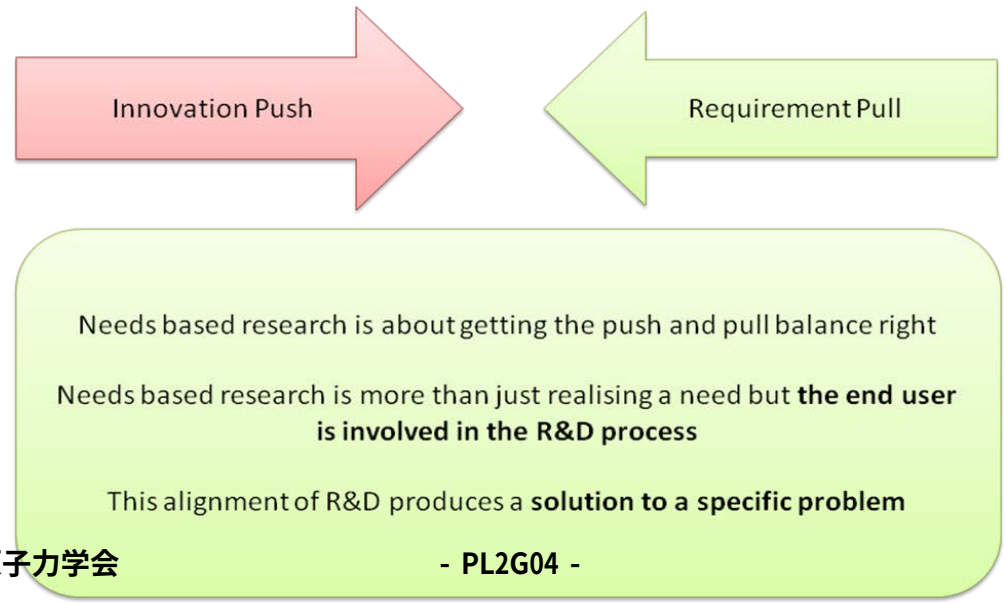
**Figure 2: NNL - Linking Academia and Industry**




This process, which uses the principles of 'innovation push' and 'requirement pull' drives the work of the NNL.

A large proportion of NNL's business is focused on waste management and decommissioning activities for Nuclear Decommissioning Authority owned sites and NNL has key facilities which are co-located on both the Springfields and Sellafield sites. At Sellafield, this co-location facilitates a specific emphasis on applied R&D to support and technically underpin the plants and processes on the site. A deep historic understanding of the site and its operations enables NNL to work in partnership with Sellafield Ltd to address even the most difficult of technical challenges. The Sellafield site is NDA's largest and most complex decommissioning challenge and therefore is a major focus of both the NDA and NNL's work.

**Figure 3: Needs Based Research**



NNL operates world class facilities ranging from inactive to highly active facilities. NNL operates a hot cell facility which supports the ongoing operations of nuclear power plants through post irradiation evaluation. This same facility supports decommissioning through characterisation and processing of highly active material including damaged fuel and fuel debris. This facility has been designed to accept a wide range of transport flasks making it one of the most flexible hot laboratories in the world with unique technical and operational experts at the helm.

Inactive and active laboratory scale work is performed through to full scale work. The operational ‘know-how’ from our full scale operations is harnessed and fed into the laboratory scale R&D programmes to provide practical solutions.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [2G10-13] Evaluation of Source Term and Radiation Dose 1

Chair: Takao Kojima (OPU)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [2G10] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

(5)A study of the quantification method of the Source-Term-Event-Tree

*Hiroshi Endo[1], Koichi Nakamura[1], Atsushi Ui[1], Hiromichi Miura[1], Keigo Murata[1], Yoko Yamane[1] (1.CRIEPI)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [2G11] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

(6)Study on the PRD method of Cesium release behavior used in the Source-Term-Event-Tree

*Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Yoko Yamane[1], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1] (1.CRIEPI, Nuclear Technology Research Laboratory, Reactor Systems Safety)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [2G12] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

(7)A study of cesium release behaviors dependent on plant design conditions after the containment failure

*KEIGO MURATA[1], KOICHI NAKAMURA[1], ATSUSHI UI[1], YOKO YAMANE[1], HIROSHI ENDO[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [2G13] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

(8)A Study on Unceartainty Analysis for Cesium Release considering Uncertainty of Accident Management Measures

*Atsushi Ui[1], Hiromichi Miura[1], Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Yoko Yamane[1], Hiroshi Endo[1] (1.CRIEPI)

---

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発
## ー(5)ソースタームイベントツリー定量化手法に関する研究ー

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
- A study of the quantification method of the Source-Term-Event-Tree -

*遠藤 寛[1]、中村 康一[1]、村田 景悟[1]、三浦 弘道[1]、宇井 淳[1]、山根 陽子[1] ([1]電中研)

レベル 2PRA で用いる格納容器イベントツリーを拡張し、格納容器機能喪失頻度と核分裂生成物(FP)の環境放出割合の累積頻度(CCDF)とを統一的に記述できるソースタームイベントツリーの定量化手法を開発した。

**キーワード：レベル 2PRA、ソースタームイベントツリー、セシウム環境放出割合、CCDF**

### 1. 緒言

電中研では、レベル 2PRA の手法開発の一環として、代替スプレイなどのソースターム影響緩和対策群、水素爆発など格納容器(CV)損傷要因の現象群、損傷 CV から環境への FP 放出割合の 3 種類のヘッダー群を有し、イベントツリーの出力を CCDF とするソースタームイベントツリー(STET)の定量手法を開発している。本報告では、現象相関ダイアグラム(PRD)法[1]を用い、代表的な FP であるセシウム(Cs)の環境放出割合を評価し STET を定量化する手法について報告する。

### 2. Cs 環境放出割合メイン PRD

CsOH や CsI などから成る Cs エアロゾルの環境放出割合は、CV 破損時にドーム内に残留している Cs エアロゾルが CV 内外の差圧によって駆動されることで決定するため、Cs 環境放出割合メイン PRD は Cs 駆動力 PRD(図 1①)とドーム内 Cs 残留割合 PRD(図 1②)とによって記述できる。ここで、②の Cs 残留割合 PRD については次節のサブ PRD の考え方を用い、①に対しては CV 過圧破損条件(P,T,V)と CV 漏えい断面積(S)とを設定し、関数ゲート G 及び F に臨界条件を考慮した連続の式を適用することによってメイン PRD を定量化することが可能になる。

### 3. CV 破損時 CV ドーム内の Cs 残留割合サブ PRD

CV 破損時にドーム内に残留している Cs 割合(図 1②)は、CV 破損前にドーム内に発生する Cs 生成割合 PRD(図 1③)に Cs 減少割合 PRD(図 1④)を乗ずることによって記述される。ここで③には、SA 事故シナリオに依存して NUREG-1465 などの各種既往知見(炉心蓄積量の 50～80%)を仮定する。また④については、エアロゾルの重力沈降や壁面沈着などを記述する「Cs 自然減衰 PRD」と CV スプレイや CV 自然循環システムなどの「Cs 放出緩和策による減衰 PRD」を展開し、Cs の特性を反映した簡易なエアロゾル挙動解析モデルを関数ゲートに適用することによって定量化することが出来る。

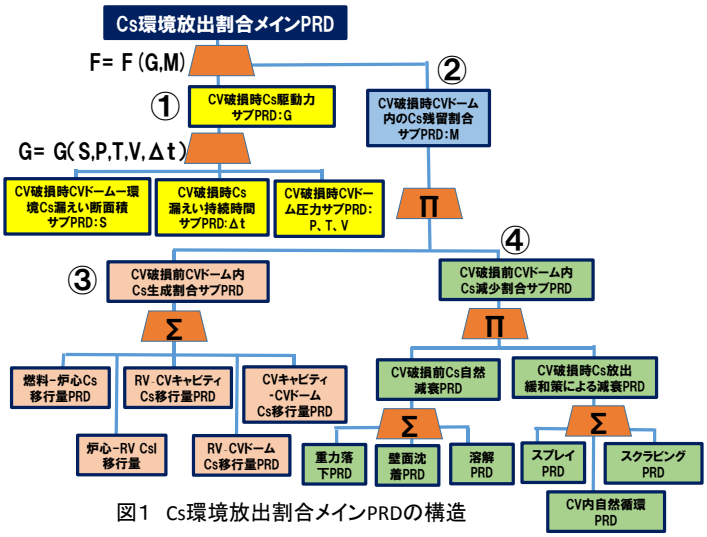


図1 Cs環境放出割合メインPRDの構造

### 4. 結言

Cs に起因した CCDF を評価する目的で、STET のヘッダーである Cs 環境放出割合を PRD 法を用いて定量化する手法の見通しを得た。

### 参考文献

[1] H. ENDO, *et al.*, "Level-2 PSA for the Prototype Fast Breeder Reactor MONJU Applied to the Accident Management Review," Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR09) IAEA, December 7-11, Kyoto, 2009.

*Hiroshi Endo[1], Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Hiromichi Miura[1], Atsushi Ui[1], Yoko Yamane[1], [1]CRIEPI

# レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発
## －(6) ソースタームイベントツリーで用いるセシウム放出挙動に関する PRD 法の研究－

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
- (6) Study on the PRD method of Cesium release behavior used in the source-term event-tree -

*中村 康一[1]、村田 景悟[1]、山根 陽子[1]、宇井 淳[1]、遠藤 寛[1] ([1]電力中央研究所)

レベル 2 PRA におけるソースタームリスクを求めるための手法の一つとして、ソースターム PRD の構築を進める一環として、スプレイサブ PRD を構築するために考慮すべき構成要素としてエアロゾル粒子径やスプレイ流動を抽出し、スプレイサブ PRD を提案した。

**キーワード：レベル 2PRA、シビアアクシデント、ソースターム評価、セシウム放出挙動**

### 1. 緒言

従来のレベル 2PRA では、格納容器機能喪失に至る頻度の評価に焦点を当てており、格納容器イベントツリー（CET）を展開して各ヘディングを定量化することにより、格納容器機能喪失に至るシナリオの確率評価がおこなわれてきた。それに対して、我々は CET の概念を更に拡張し、格納容器スプレイの遅延した注入などの各種緩和対策の実施状態を考慮することにより、格納容器機能喪失に至る場合でも環境へのソースターム放出量が大幅に低減されるシナリオの存在を指摘した[1]。本報では、格納容器機能喪失に至る事象における現実的なソースタームを評価する観点から、CET における FP 除去効果の定量化手法として PRD 法を適用した手法の検討結果を報告する。

### 2. 格納容器内のセシウム挙動の特徴

#### 2.1 シビアアクシデントにおけるスプレイによる FP 除去効果の検討

格納容器機能喪失に至る事象の現実的なソースターム評価を行うためには、例え部分的にでも上記の緩和策実による FP 除去効果の定量化が重要となる。ここでは、CV 損傷時のスプレイによるセシウム（Cs）エアロゾル除去効果に着目し、MELCOR コードを用いた感度解析を実施した。その結果、スプレイ液滴径、エアロゾル粒径によるスプレイ除去への感度が最も大きい結果が得られた。さらに現状の MELCOR にモデル化されていない格納容器内に浮遊する水滴とエアロゾルの衝突効果や、過飽和雰囲気による吸湿によるエアロゾルの液滴化や密度の上昇及び凝集の促進効果を考慮した個別モデルを用いた感度解析を実施した結果、これらの効果の FP 除去効果への寄与が示唆された。

#### 2.2 スプレイ FP 除去効果 PRD の構成

前項の検討を受けてソースターム PRD を構成する重要な要素である「スプレイサブ PRD」の構成を検討した。図1に、解析コードで考慮されている各種除去効果（慣性衝突、ブラウン拡散など）と、さらにそれらを構成するエアロゾル粒子径、スプレイ流動を対象にモデル化した結果を示す。エアロゾル粒子径は、液滴化、吸湿効果を補正することで、より現実的な評価が可能となる。

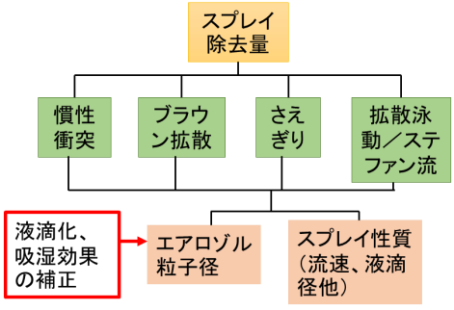



図１　スプレイ FP 除去効果 PRD

### 3. 結言

ソースターム PRD の構築を念頭に、MELCOR コードによる現状のスプレイモデルの感度解析を実施し、スプレイサブ PRD を構築するために考慮が必要な効果、及び構成要素を抽出した。今後は本 PRD による試評価を実施するとともに、格納容器クーラなど各種影響緩和策 PRD を構築し、ソースターム PRD 全体の構築を進める。

### 参考文献

[1]2016 春の年会、中村他 2P06～2P09

*Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Yoko Yamane[1], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

# レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発 －（7）プラント設計条件による格納容器破損後のセシウムの環境放出挙動への影響に関する研究－

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
(7) A study of cesium release behaviors dependent on plant design conditions after the containment failure

*村田 景悟[1]、中村 康一[1]、宇井 淳[1]、山根 陽子[1]、遠藤 寛[1]（[1]電力中央研究所）

シビアアクシデント（SA）対策を考慮したプラントでは、格納容器破損後のセシウムの環境放出挙動は注水経路等のプラント設計条件に依存する。本報告では、MAAP5.03 を用いて PWR4 ループモデルプラントに対して感度解析を実施し、プラント設計条件がセシウムの環境放出挙動に与える影響を分析した成果を報告する。

**キーワード：レベル 2PRA、シビアアクシデント、MAAP、セシウム、PWR**

## 1. 緒言

レベル 2PRA では、SA 解析コードを用いて核分裂生成物(FP)の移行挙動を把握し、環境放出量と放出時期の評価を行う。本研究では、ソースターム評価で扱われる FP の中でも土壌汚染の影響が大きい CsOH に着目し、米国 Zion プラント（4 ループ PWR）を対象に、大破断 LOCA 事象を想定した SA 解析を行い、CV 内の水移行経路の設計条件が CsOH 環境放出割合へ与える影響についての分析を行った。

## 2. 大破断 LOCA 時の CsOH と水の移行挙動の解析

大破断 LOCA を起因とした ECCS 注入失敗シナリオについて MAAP5.03 を用いて解析した。解析の結果、炉心溶融後 CV 内に浮遊した CsOH は LOCA 破断口から流出した水に取り込まれ、水とともに CV キャビティへ移行し、水蒸発後に、デブリの再加熱により、環境へ放出されることが明らかになった。

## 3. 設計条件による CsOH 環境放出割合への影響についての考察

CV キャビティへの水移行経路の設計条件が CsOH 環境放出割合に与える影響を分析するために、CV キャビティへの水移行経路の面積についての感度解析を実施した。右図に、CV キャビティへの水移行経路面積を増減したときの CsOH 環境放出割合のグラフを示す。水経路面積を小さくすることにより、CV キャビティへ移行する CsOH 量が減少し、水蒸発後のデブリ再加熱による放出が抑制されるため、CsOH の環境放出割合が低減した。プラント設計条件である CV キャビティへの水移行経路の面積が、CsOH の環境放出量の低減に影響するということが明らかになった。したがって、CV キャビティへの水移行経路を全て閉じて、CV キャビティへの直接注入ラインを設置するアクシデントマネジメント（AM）策がソースターム低減策として有効である可能性が得られた。

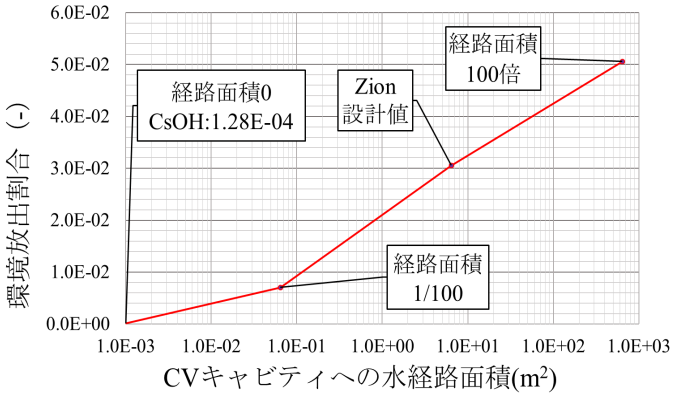



図 CVキャビティへの水経路面積の感度解析結果

## 4. 結言

CV キャビティへの水移行経路の面積についての感度解析を実施し、CV キャビティへの水移行経路の設計条件が CsOH 環境放出割合に与える影響を定量化した。CV キャビティへの水移行経路を遮断する新たな AM 策がソースターム低減策として有効である見通しを得た。

*Keigo Murata[1], Koichi Nakamura[1], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1], Yoko Yamane[1] [1]CRIEPI

# レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発
# - (8) 事故緩和策の不確実さを考慮したセシウム放出量の不確実さ解析手法の研究-

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

(8) A Study on Uncertainty Analysis for Cesium Release Considering Uncertainty of Accident Management Measures

*宇井 淳[1], 三浦 弘道[1], 中村 康一[1], 村田 景悟[1], 遠藤 寛[1] [1]電力中央研究所

レベル 2PRA において，事故緩和策が実際に機能するまでの時間のばらつきをより現実的に扱うモデルを構築した。また，不確実さ解析手法を拡張し，時間依存のプラント状態の変化を考慮したリスク評価に関する検討を行った。

**キーワード**：レベル 2PRA，不確実さ解析，シビアアクシデント

**1. 緒言** PRA において知見が十分でないパラメータを扱う場合，保守的な条件設定とすることが多い。PRA を原子炉施設の脆弱性の特定や対策の有効性の検討等に用いる場合は，保守的条件が積み重なると実際の実力を評価しているとは限らず，場合によっては誤った優先順位を導くことが懸念される。実状に即したモデル化のため，事故緩和策が有効となるまでの時間のばらつきを現実的に扱う手法を開発するとともに，時間依存のプラント状態の変化を踏まえたリスク評価を検討した。

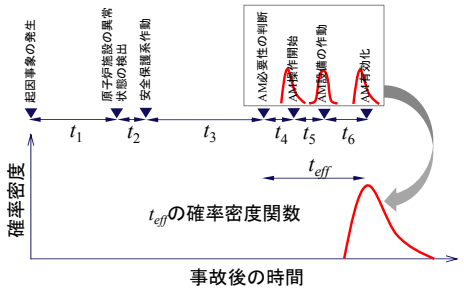



図 1 事故緩和策の有効作動時間のモデル化

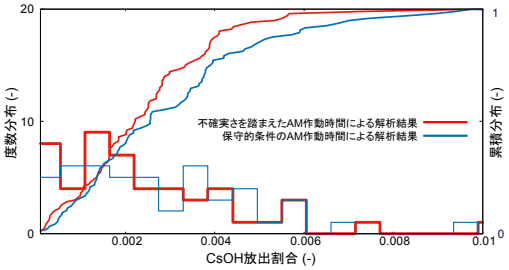



図 2 CsOH の環境放出割合の不確実さ解析結果

**2. 事故緩和策の有効作動時間の不確実さを踏まえた評価**

**2.1. 事故緩和策の有効作動時間のモデル化** 事故緩和策が実際に機能するまでに要する時間は，起因事象の発生から安全保護系による原子炉施設の異常状態の検出までの時間($t_1$)，安全保護系の作動時間($t_2$)，アクシデントマネジメント(AM)が必要と状況判断できるまでの時間($t_3$)，AM 操作に踏み切る意思決定に要する時間($t_4$)，AM 設備の作動時間($t_5$)（代替電源・ポンプの起動等），及び AM 設備作動後実際に機能する（代替注水の開始等）までの時間($t_6$)等について，それぞれ不確実さを踏まえて定量化していけばモデル化できる。$t_1$~ $t_3$ については，起因事象，原子炉システム・構造・機器(SSC)等の状況，及び事故シーケンスに応じて変化する。ここでは，$t_4$~ $t_6$ の時間の分布を対象としてモデル化を行い，その総和($t_{eff}$)を時間依存の分布として定量化した（図 1）。

**2.2. 不確実さ解析と結果** 米国 Zion プラント（4 ループ PWR）を対象に，事故進展解析コード MAAP5.03 を用いて，代表的なプラント損傷状態について CsOH の環境放出割合の不確実さ解析を行い定量化した。その際，前報の手法[1]に，事故緩和策と，上述の有効作動時間の不確実さモデルを追加し，その感度を確認した。保守的条件の AM 作動時間に比べ，不確実さを踏まえた現実的な AM 作動時間の CsOH の放出割合は低下する傾向となった（図 2）。

**2.3. 考察** 上記モデルを拡張し，SSC の動作や緩和策について従来のイベントツリー(ET)の成功か失敗の分岐で扱うのではなく，作動時間や対応開始時間が早いか遅いかの時間依存の分布としてモデル化し，事故進展解析コードの条件設定に取込み，膨大なケース数の解析を実施できれば，従来の ET では表現しきれないモデル化が可能となり（ヘッダ数や順番の制約が無くなり，機器作動後の故障や復旧等を考慮できる等），炉心損傷頻度や格納容器機能喪失頻度等のリスク指標を直接導出できるようになる。水素爆発や蒸気爆発等の現象の発生の有無については，PRD 法[2]による発生確率分布を，解析コードの入力条件もしくはコード内の条件分岐として用いることにより，現象の発生の不確実さを踏まえた評価を実施できる。発表ではその検討について報告する。

**3. 結言** 事故緩和策の有効作動時間の不確実さを踏まえた評価手法を開発した。その手法を拡張させ，時間依存のプラント状態の変化を踏まえたリスク評価に発展させる手法を検討した。

**参考文献** [1]2016 春の年会 2P09, [2]2015 秋の大会 F29~F31

*Atsushi Ui[1], Hiromichi Miura[1], Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1] and Hiroshi Endo[1] [1]CRIEPI

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 8, 2016 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [2G14-17] Evaluation of Source Term and Radiation Dose 2

Chair: Hiroshi Endo (CRIEPI)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2G14] Evaluation of FP chemistry for improvement of source term estimation method
(1)Experimental evaluation of B effects on revaporization behavior of Cs and I

*Shuhei Miwa[1], Masanori Shinada[1], Masahiko Osaka[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1.JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2G15] Evaluation of FP chemistry for improvement of source term estimation method
(2)Analytical study for B effects on revaporization behavior of Cs and I

*Hiroyuki Shiotsu[1], Jun Ishikawa[1], Hiroto Ito[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1.JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2G16] Fundamental study on emergency response on Co-60 underwater irradiator
(1)Assessment of dose rate in the irradiation building with decrease in the pool water level

*Takao KOJIMA[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Ryoichi Taniguchi[1] (1.Radiat. Res. Ctr., Osaka Pref. Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2G17] Adsorption characteristics of methyl iodine on AgX in low temperature region

*Toshiki Kobayashi[1], Jifeng Wang[1], Yoshihiro Ishikawa[1], Yuichiro Uzuyama[1], Koji Endo[1] (1.Rasa Industries LTD. Electronic Materials Div.)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# ソースターム評価手法の高度化に向けた FP 化学挙動の評価

## （1）Cs 及び I の再蒸発挙動に与える B の影響評価実験

Evaluation of FP chemistry for improvement of source term estimation method
(1) Experimental evaluation of B effects on revaporization behavior of Cs and I

*三輪 周平[1], 品田 雅則[1], 逢坂 正彦[1], 杉山 智之[1], 丸山 結[1]
[1]原子力機構

シビアアクシデント時の原子炉冷却系内の温度条件を模擬した装置により Cs 及び I から成る沈着物と $B_2O_3$の蒸気種／エアロゾルの化学反応実験を実施した。沈着物と $B_2O_3$蒸気種／エアロゾルの反応により揮発性 I 化合物が生成し、有意量の I が再蒸発することがわかった。

**キーワード：**ソースターム、再蒸発、ホウ素、ヨウ素、セシウム

### 1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時のソースターム評価手法の高度化に向けて、核分裂生成物（FP）の原子炉冷却系内移行挙動に影響する化学挙動を評価できるよう SA 解析コード THALES-2 を改良している。このため、BWR における Cs 及び I の化学挙動に及ぼす $B_4C$ 制御材の影響に着目したデータ取得を進めている。気相中における Cs 及び I と B の反応については、従来の実験・解析研究より HI 等のガス状 I の生成が示唆されている[1]。一方、原子炉冷却系等に沈着した Cs 及び I と気相中の B との化学反応挙動に関する知見は皆無に近い。そこで、この沈着物と気相の化学反応挙動に関する基礎的な知見を得ることを目的として、SA 時の原子炉冷却系内の温度条件において Cs 及び I の沈着物と $B_2O_3$の蒸気種／エアロゾルを反応させる実験を行った。

### 2. 実験方法

実験は、加熱炉、1023 K ～ 423 K で線形的な温度分布がついた温度勾配管及びその出口に設置されたフィルタから構成される装置を用いて行った。まず、CsI を 2173 K で 60 分間、4%$H_2$-Ar ガスフロー中で加熱して蒸発させ、温度勾配管及びフィルタに沈着させた。その後、$B_2O_3$ を 2100 K で 60 分間、4%$H_2$-Ar ガスフロー中で加熱して蒸発させ、沈着物と反応させた。温度勾配管、フィルタ等への沈着物に対する ICP-MS、XRD、ラマン分光測定等により、生成された化合物の化学形や結晶構造等を分析し、B 蒸気種／エアロゾルが Cs 及び I の沈着物の化学形に与える影響を調べた。

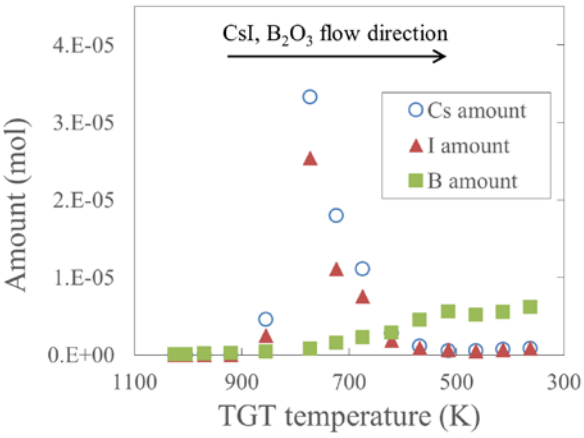



図 1 温度勾配管（TGT）の各温度における沈着物中の元素量

### 3. 結果・結論

CsI のみを蒸発させた場合、ICP-MS 及び XRD の結果より温度勾配管内の 770 K ～ 670 K の部分に CsI として沈着することがわかった。一方、沈着物に $B_2O_3$蒸気種／エアロゾルを反応させた場合、図 1 に示す ICP-MS による沈着物中の元素量測定の結果より、770 ～ 670 K において Cs に対して I の量が約 30%低下することがわかった。また、沈着物のラマン分光測定の結果より Cs-B-O 系化合物の生成が示唆された。以上の結果は、CsI の沈着物と $B_2O_3$蒸気種／エアロゾルの化学反応により有意量の揮発性の I 化合物が生成して再蒸発することにより生じた可能性が考えられ、沈着物と気相の反応においても Cs 及び I の化学挙動に B が有意に影響を与えることがわかった。

### 参考文献

[1] 例えば Jarmo Kalilainena et al., Nucl. Eng. Design, 267 (2014) 140

本件は、原子力規制庁受託「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業」の成果である。

*Shuhei Miwa[1], Masanori Shinada[1], Masahiko Osaka[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1]
[1]JAEA

# ソースターム評価手法の高度化に向けた FP 化学挙動の評価

## （2）Cs 及び I の再蒸発挙動に与える B の影響に係わる解析的検討

Evaluation of FP chemistry for improvement of source term estimation method
(2) Analytical study for B effects on revaporization behavior of Cs and I

*塩津 弘之，石川 淳，伊藤 裕人，杉山 智之，丸山 結
原子力機構

Cs 及び I の再蒸発挙動に与える B の影響評価実験を対象とした熱力学平衡計算に基づいた解析により、コードの予測性能評価並びに $B_2O_3$ 存在下での Cs 及び I の再蒸発に係る化学反応機構の検討を行い、B 蒸気種によって I 移行が促進されることを解析的に示した。

**キーワード：**シビアアクシデント、ヨウ素、ホウ素、再蒸発

### 1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時のソースターム評価手法の高度化に向けて、大きな不確かさを有する原子炉冷却系での核分裂生成物（FP）の移行挙動に対する化学的な影響に係わる検討を進めている。本研究では、本シリーズ発表（1）の Cs 及び I の再蒸発挙動に与える B の影響評価実験を対象として、熱力学平衡計算に基づく FP 移行挙動評価コード VICTORIA2.0[1]による解析を実施し、Cs 及び I の再蒸発挙動への熱力学平衡計算手法の適用性を検討した。

### 2. 解析

本シリーズ発表（1）の実験体系に基づき、加熱炉から温度勾配管（TGT）までを模擬した全 15 ノードの体系を対象とした。解析シーケンスは、実験と同様に、①1.0 L/min 4%$H_2$-Ar ガスフロー条件で CsI を 2173 K（60 分間）で蒸発させ、下流の TGT に一部を沈着させる、②同ガスフロー条件で $B_2O_3$ 試料を 2100 K（60 分間）で加熱し、蒸発した B 化学種と TGT 内の CsI とを反応させる、とした。体系の雰囲気・構造材温度や流速は、実験値又は簡易的な熱伝達計算より得られた値を入力として与えた。また、沈着した Cs 及び I と気相中の B との化学反応挙動に対する影響を定量的に検討するために、加熱炉の最上流ノードでの蒸発速度に寄与するパラメータを調整し、TGT 内での CsI 沈着分布の定量性を向上させた。

### 3. 結果・考察

加熱炉より蒸発した CsI は、TGT の高温領域に一時的に沈着し、再蒸発と沈着を繰り返すことで次第に下流の低温部へ移行することがわかった。解析終了時の Cs 沈着分布を実験と比較すると約 40%沈着量を過大評価したが、沈着分布の温度依存性を概ね再現することが示された（図 1）。一方、I 沈着分布に関する解析結果は、860 K 付近でのみ I/Cs モル比が減少した。これは、B の存在によりヨウ素の移行が促進されることを示す一方、実験で得られている 800-600 K における I/Cs モル比の減少を完全に再現するものではなかった。これは、CsI と B との反応により>860 K で生成した HI が 800-600 K で熱力学的に不安定であり、逆反応である CsI の生成が進行したためである。また、即座に平衡組成に達する解析であることを考慮すると、実験では HI からの CsI 生成反応が緩やかに進行した可能性が考えられる。以上より、Cs 及び I 再蒸発時の B の影響は、熱力学平衡手法により定性的な評価が可能であるが、定量性を向上させるためには速度論的な考慮が必要であることがわかった。

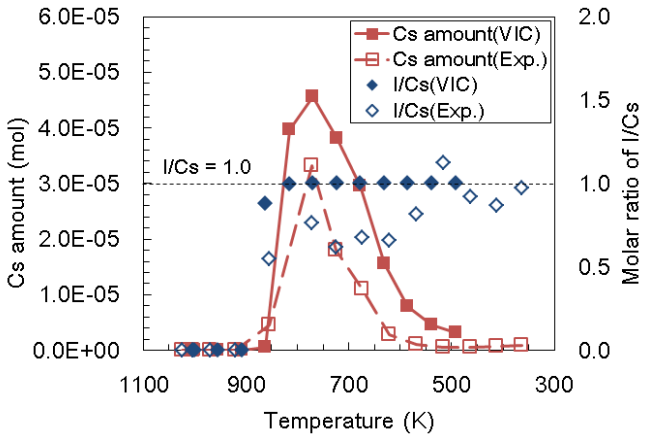



図 1 実験及び解析における温度勾配管に沈着した Cs 分布と I/Cs モル比

### 参考文献

[1] N. E. Bixler, NUREG/CR-6131 (1998)

本件は、原子力規制庁から受託した平成 27 年度及び平成 28 年度「原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業」の成果である。

*Hiroyuki Shiotsu, Jun Ishikawa, Hiroto Ito, Tomoyuki Sugiyama and Yu Maruyama, JAEA

# プール型コバルト 60 ガンマ線照射施設の異常時対応ための基礎的検討
# （1）照射プール水位低下時の建屋内線量率評価

Fundamental study on emergency response on Co-60 underwater irradiator

(1) Assessment of dose rate in the irradiation building with decrease in the pool water level

*小嶋 崇夫 [1]，宮丸 広幸 [1]，谷口 良一 [1]

[1] 大阪府立大学

異常時対応計画の作成のために、プール型コバルト 60 ガンマ線照射施設において照射プールの水位が低下した際の建屋内作業環境の線量率を設備の構造を単純化した簡易モデルを用いて評価した。

**キーワード：プール型コバルト 60 照射設備，異常時対応，しゃへい**

## 1. 緒言

阪府大放射線研究センターのコバルト 60 ガンマ線照射施設は 4 つの照射室と 1 つの照射プールで構成されている。本施設では照射プールの水位低下によるしゃへい能力の減少が最も大きい異常時の影響を与えると想定され、停電時を含む水位低下時の線源集合体格納方法などの異常時対応手法[1]を検討してきた。異常時対応計画の作成のためにはしゃへい性能低下が建屋内作業環境の線量率や施設周辺に与える影響を定量的に把握しておくことが重要である。本発表では設備の構造を単純化した簡易モデルを用いて異常時対応の際に放射線業務従事者が立ち入る区域を中心に建屋内作業環境の線量率評価法について検討した。さらに、線源集合体の配置の影響についても評価を実施した。

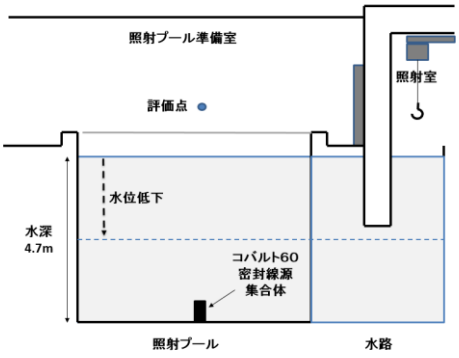



図 1　プール型照射設備の断面図

## 2. 計算条件

プール型コバルト 60 照射設備はプール部 3 m ×4 m と水路部 1 m ×4 m で構成され、水深は 4.7 m とした。断面図を図 1 に示す。線源集合体は高さ 300 mm、直径 50 mm の円筒状、数量は 1 PBq を模擬した。計算にはモンテカルロシミュレーションコード PHITS[2]を使用し、T-heat タリーを用いた。

## 3. 結果と考察

異常時の線源格納作業を対象として、照射プール上での作業場所（照射プール基準水面上 1.5 m）の位置を評価点とした。評価点での線量率の照射プール水位依存性の計算結果を図 2 に示す。このような比較的単純な系ではこれまでに本施設で用いているしゃへい計算方法[3]による評価結果とよく一致した。

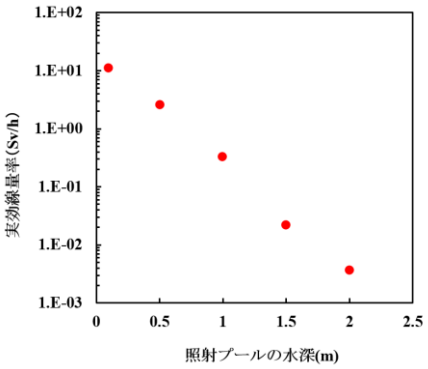



図 2　評価点での線量率の照射プール水位依存性

**参考文献**

[1]　小嶋、日本原子力学会「2014 年春の年会」予稿集 N41（2014 年 3 月）

[2]　T. Sato *et al*, Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, *J. Nucl. Sci. Technol*. **50**, 913-923 (2013)

[3]　原子力安全技術センター、放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015

*Takao Kojima[1], Hiroyuki Miyamaru[1] and Ryoichi Taniguchi[1]

[1]Osaka Pref. Univ.

# 放射性ヨウ素吸着剤 AgX の低温度域でのヨウ化メチル吸着特性について

**Adsorption characteristics of methyl iodine on AgX in low temperature region**

*小林 稔季，王 吉豊，石川 慶浩，宇津山 雄一郎，遠藤 好司
ラサ工業　株式会社　電子材料事業部

放射性ヨウ素吸着剤 AgX は室温付近でも良好なヨウ化メチルの吸着性能がある事が判っています。今回、さらにマイナス温度域での吸着特性を評価した所、良好な吸着性能を示し、さらにその吸着機構は化学吸着である事が判りました。この事により、AgX はプレヒートなしの屋外設置の空気浄化システムのような設備向けのヨウ素吸着剤としての応用が可能になる事が判りました。

**キーワード：AgX,**　ヨウ素吸着剤，吸着率，原子力発電所，低温度域，空気浄化システム。

## 1. はじめに

弊社の AgX は、ベント雰囲気の、高温、高湿度下で良好なヨウ素吸着性能がありますが、従来から、室温域でもヨウ素吸着剤として利用されています。さらに屋外設置の緊急対策用の空気浄化システムとしての応用を想定した場合、マイナス温度域での吸着特性を把握する事で、不燃性の吸着剤を使用し、空気の加熱装置が不要な小型の空気浄化システムが構築できます。そこで、マイナス温度域でのヨウ化メチル吸着性能試験設備を構築し、AgX の低温度域での吸着性能を評価しました。

## 2. 低温域での吸着性能評価設備とその結果

図 1 に今回設置したマイナス温度域でのヨウ化メチル吸着性能を測定できる設備の系統図を示します。流すガスは液体冷却槽によって冷却され、ガス冷却槽内の吸着カラムに入り、出てきたガスを捕集し、ヨウ化メチル濃度を GCMS で測定します。ガス中の水分は、湿潤空気と乾燥空気を混合し、露点計でモニターして調整します。

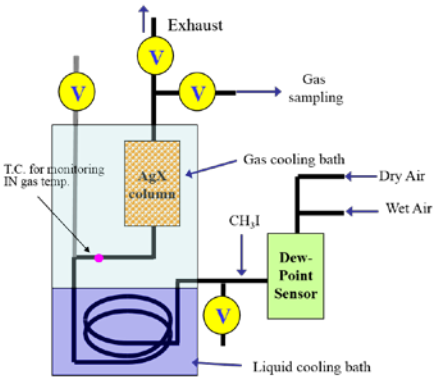



図 1　測定設備

マイナス 5℃でのガス配管内でのヨウ化メチルの吸着がない事を確認した後、カラムに AgX を充填し、ヨウ化メチルの吸着率を測定した結果、AgX への接触時間 0.60 秒で、吸着率は 99.9%以上になりました。

一方、出てきた OUT ガス中にはヨウ化メチルが AgX 中の銀と反応して生成したと思われるメタノールが検出されました。図 2 に 20ppm のヨウ化メチルをマイナス 5℃、接触時間 0.60 秒で 90 分間流して AgX に吸着させた後、ヨウ化メチルの供給を止め、その後もマイナス 5℃の空気を流し続けた際に、OUT ガス中のメタノールを測定した結果を示します。この様に、メタノールの排出は、ヨウ化メチルの導入から少し遅れて起き、ヨウ化メチルを止めても継続しました。このメタノールの積分量は、流したヨウ化メチルの量とほぼ一致し、ヨウ化メチルがほぼ 100%化学吸着している事が判りました。

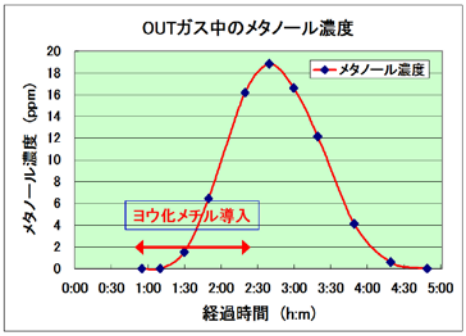



図 2　OUT ガス中のメタノール

この結果、AgX は外気のプレヒートなしでも屋外設置の空気浄化システムへの応用が可能と判りました。

---

*Toshiki Kobayashi, Jifeng Wang, Yoshihiro Ishikawa, Yuichiro Uzuyama and Koji Endo
Rasa Industries, Ltd., Electronic Materials Div.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 8, 2016 4:55 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 7:55 AM - 9:15 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [2G18-22] Risk Evaluation on Reprocessing Plant 1

Chair: Hidemasa Yamano (JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2G18] Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities
(1)An Example of Risk Assessment Procedures

*Mitsuhiro Takanashi[1], Muneyuki Yokotsuka[1], Kenji Mori[1], Kazuki Yamate[1] (1.Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R))

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2G19] Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities
(2)Concurrent Occurrences of Severe Accidents

*Muneyuki Yokotsuka[1], Mitsuhiro Takanashi[1], Noriaki Sasaki[1], Kazuki Yamate[1] (1.Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R))

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2G20] Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities
(3)Issues in Simplified Hybrid Method

*Kenji MORI[1], Takashi YAMADA[1], Kazuki YAMATE[1] (1.Seretariat of NRA Division of Research for Nuclear Fuel Cycle & Radioactive Waste)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2G21] Examination of construction procedure of MLD at Reprocessing Plant

*Masahiro Yamamoto[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Hiroshi Kinuhata[1], Naoki Takahashi[1] (1.JNFL)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2G22] Evaluation of hydrogen gas production at transient criticality in Uranyl nitrate solution

*Ryoichiro Yoshida[1], Yuichi Yamane[1], Hitoshi Abe[1] (1.JAEA)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

# 加工施設及び再処理施設に対するリスク評価手法に係る検討
# （1）リスク評価実施手法について

Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities

(1) An Example of Risk Assessment Procedures

*髙梨　光博[1]，横塚　宗之[1]，森　憲治[1]，山手　一記[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

加工施設及び再処理施設に対するリスク評価実施の基本フローの例及びその主要な考え方を検討した。

**キーワード**：加工施設，再処理施設，リスク評価手法，安全性向上評価，重大事故

**1. はじめに**　加工施設及び再処理施設（以下「再処理施設等」という。）の安全性向上評価において、事業者は、「適切な評価方法」によりリスク評価を行うこととされている[1]。このリスク評価に向けて、発電用原子炉施設に対する実施手法の例[2]を参考に、再処理施設等に対しても、リスク評価実施手法の例を取りまとめる予定である[3]。

再処理施設等の内部事象のリスク評価に関しては、国内でも実施手順[4]、評価結果[5]等が公開されているが、外部事象、複数の重大事故の同時発生に関するリスク評価など、更なる検討を要する事項も残されている。

ここでは、再処理施設等の内部事象及び外部事象（地震）を対象に、複数の重大事故の同時発生、施設の特徴及びリスク評価手法の成熟度を考慮して検討したリスク評価実施の基本フローの例について概要を報告する。

**2. リスク評価実施の基本フローの例**　発電用原子炉施設に対するリスク評価実施手法の例等[2]を参考に検討した、再処理施設等におけるリスク評価実施の基本フローの例を図に示す。この例では、始めに単独の重大事故について一連のリスク評価（①から⑦）を実施し、それらの結果の組合せにより、重大事故の同時発生についても検討（⑧）することとしている。

このフローの例の②においては、起因事象の重畳も考慮したハザード解析により事故シナリオ（B-DBA）を体系的に選定することとし、③において、②で選定した事故シナリオを、当該重大事故に対する発生防止、影響緩和等の安全対策の共通性等の観点からグループ化し、関与するインベントリ、重大事故に至るまでの余裕時間等に基づいて代表事故シナリオを選定することとしている。

また、⑥では、選定した代表事故シナリオを事故シーケンスに展開し、発生頻度及び放出量評価を行う。ここでは、発電用原子炉施設に対する標準的な評価手法[2]以外の地震リスク評価手法を用いることも想定している。（その適用上の課題、留意点等の検討結果については、本シリーズ発表(3)を参照）。

さらに、施設内の複数の場所で核燃料物質等を扱うなどの特徴から、地震等によって複数の重大事故の同時発生が想定されることを踏まえ、⑧において、①から⑦の個別の重大事故に対する評価に、それぞれの重大事故の発生、進展、安全対策等への重大事故間の相互影響を考慮して、重大事故の組合せを同定し、それらの同時発生についても、事故シーケンスの展開等を検討することとしている（本シリーズ発表(2)を参照）。

**3. まとめ**　ここでは、再処理施設等のリスク評価実施の基本フローの例を示した。ここで示したものが必ずしも再処理施設等の安全性向上評価におけるリスク評価の全てではないが、評価の実施に当たり検討することが望まれる主要な考え方を含むものであり、これらは今後更に精査し改善していく予定である。

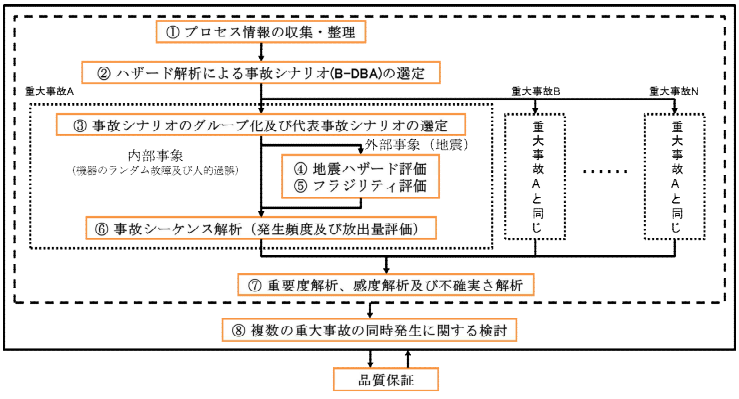



**図**　再処理施設等のリスク評価実施の基本フローの例

**参考文献**

[1] 原子力規制委員会、「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」、平成 25 年 11 月
[2] 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」、平成 25 年 11 月
[3] 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、「安全性向上評価に関するガイド類の作成について」、第 18 回技術情報検討会、平成 28 年 3 月
[4] 例えば、玉置 等史ら、「MOX 燃料加工施設 PSA 実施手順書」、JAEA-Technology 2010-004 (2010)
[5] 例えば、玉内 義一ら、「六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価(I) プルトニウム濃縮液貯槽における水素掃気機能喪失の発生頻度評価（内的事象）」、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 5、No.4、p.334-346 (2006)

*Mitsuhiro TAKANASHI[1], Muneyuki YOKOTSUKA[1], Kenji MORI[1]and Kazuki YAMATE[1]
[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

# 加工施設及び再処理施設に対するリスク評価手法に係る検討
# （2）複数の重大事故の同時発生について

Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities
(2) Concurrent Occurrences of Severe Accidents

*横塚　宗之[1]，髙梨　光博[1]，佐々木　憲明[1]，山手　一記[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

「(1) リスク評価実施手法について」で示されたリスク評価実施の基本フローの例のうち、「⑧ 複数の重大事故の同時発生に関する検討」を合理的・効果的に実施するための手順の例を検討した。

**キーワード**：再処理施設，加工施設，重大事故，同時発生，相互影響，リスク評価手法，安全性向上評価

**1. はじめに**　リスク評価実施の基本フローの例「⑧ 複数の重大事故の同時発生に関する検討」について、ある重大事故が、同時発生する他の重大事故の現象や安全対策へ影響（以下「相互影響」という。）を及ぼす可能性に着目し、これを考慮した検討の実施手順の例について報告する。

**2. 検討の実施手順の例の概要**　「⑧ 複数の重大事故の同時発生に関する検討」の実施手順の例を図に示す。本手順の例では、施設の特徴を考慮して、始めにセル等の構築物（又は工程室）単位で検討を実施し、その結果を踏まえて建屋単位（セル等間）で検討を行うこととした。セル等の単位での検討を対象とした実施手順の例における各項目の概要は次のとおり。

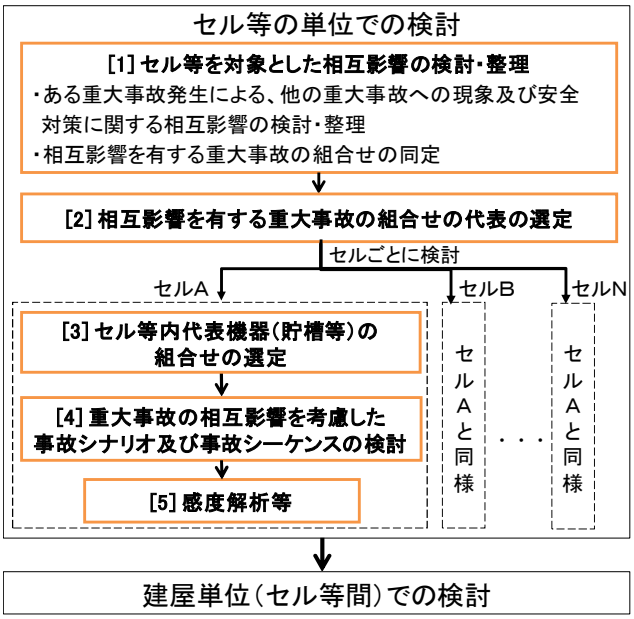



図　「⑧ 複数の重大事故の同時発生に関する検討」の実施手順の例

［1］では、相互影響について、施設の特徴を考慮し、現象への影響と安全対策への影響とに分けて定性的に検討し、相互影響を有する重大事故の組合せを同定する。現象への影響の例として、（ｉ）重大事故発生までの余裕時間の減少、（ii）重大事故による影響の増大・拡大及び（iii）新たな重大事故の発生が考えられ、安全対策への影響の例として、（iv）機器の安全機能喪失、（ｖ）作業環境の悪化等による作業員の対応不全及び（vi）作業員の不足が考えられる。

［2］では、［1］で同定したものを重大事故の組合せや相互影響の種類の観点からグループ化し、現象や安全対策への影響の程度の観点から重大事故の組合せの代表を選定する。

［3］では、［2］で選定した重大事故の代表組合せが存在するセル及びセル内機器を整理し、インベントリや重大事故発生までの余裕時間の観点から代表機器の組合せを選定する。

［4］では、［3］までで選定した重大事故の代表組合せ及びセル内代表機器を対象に、相互影響を考慮した事故シナリオを作成し、事故シーケンスを展開する。相互影響を定量的に検討するための科学的知見が不十分な場合には、半定量的な検討を行う。

［5］では、［4］までに設定した仮定・条件のうち、不確実さが大きいものを対象に感度解析等を実施する。

**3. まとめ**　再処理施設等を対象として合理的・効果的な「⑧ 複数の重大事故の同時発生に関する検討」の実施手順の例を示した。本実施手順の例は、今後も適宜見直していく予定である。

* Muneyuki YOKOTSUKA[1], Mitsuhiro TAKANASHI[1], Noriaki SASAKI[1] and Kazuki YAMATE[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

# 加工施設及び再処理施設に対するリスク評価手法に係る検討
# (3) 簡易ハイブリッド法の課題について

Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities

(3) Issues in Simplified Hybrid Method

*森 憲治[1]，山田 隆[1]，山手 一記[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

「(1) リスク評価実施手法について」で示されたリスク評価実施の基本フローの例のうち、⑤及び⑥に関連して簡易ハイブリッド法[1)]を適用する際の課題について検討した結果について述べる。

**キーワード**：簡易ハイブリッド法，機器損傷頻度評価法，Max/Min 法，リスク評価手法，安全性向上評価

**1. はじめに** 簡易ハイブリッド法は、機器損傷頻度評価法及び事故シーケンス発生頻度評価法（Max/Min 法）から構成される。文献 1)及び 2)によれば、次の３つの課題が指摘されている。ここでは、このうち保守性を確保するための課題(ⅰ)及び(ⅱ)について検討した。

(ⅰ) 損傷頻度評価式（$P_F=k\times H(A_{x\%})$）における係数 k、機器損傷確率 x%の設定

ここで、$P_F$ は機器の年損傷頻度[回/年]、$H(A_{x\%})$は機器損傷確率が x%となる地震加速度 $A_{x\%}$における地震ハザード曲線での年超過頻度[回/年]、k は過去の地震を踏まえた経験から定めた係数

(ⅱ) 耐力が最小の機器と同程度の耐力を持つ機器が複数“OR”結合している場合の Max/Min 法の扱い方

(ⅲ) Max/Min 法における人的過誤等の考慮の仕方

**2. 損傷頻度評価式における係数 k、機器損傷確率 x%の設定手順** 機器のフラジリティ曲線が対数正規分布であり、地震ハザード曲線が両対数グラフ上で直線近似できるとすると、$P_F/H(A_{5\%})$ 及び $P_F/H(A_{10\%})$ は次のとおりとなる[1)]。

$$P_F/H(A_{5\%})=\exp(-1.645K_H\beta+0.5(K_H\beta)^2) \quad \cdots(1)$$

$$P_F/H(A_{10\%})=\exp(-1.282K_H\beta+0.5(K_H\beta)^2) \quad \cdots(2)$$

式(1)、式(2)を用いた機器の損傷頻度評価における係数 k、機器損傷確率 x%の設定手順例を**図 1** に示す。本手順例では、[2]の試算結果に基づき、[3]において k 及び x%を適切に設定することにより、保守的な評価結果が得られるものである。

[1] 両対数グラフで表示した地震ハザード曲線の傾き $K_H$ の算出(例えば､年超過頻度 $10^{-3}$～$10^{-7}$/年の一桁の範囲ごとに算出)

↓

[2] $K_H$（[1] の範囲）及び対数標準偏差 $\beta$（例えば $\beta$ =0.1～0.5）に対応する $P_F/H(A_{5\%})$及び $P_F/H(A_{10\%})$の算出)

↓

[3] [2] の結果に基づき係数 k、機器損傷確率 x%を設定（例えば、$P_F/H(A_{5\%})$の値が全て 1.0 以下であれば、k=1.0、x=5 と設定)

**図 1 係数 k、機器損傷確率 x%の設定手順**

**3. 耐力が最小の機器と同程度の耐力を持つ機器が複数“OR”結合している場合の Max/Min 法の扱い方** “OR”結合に対する Max/Min 法と地震 PRA 手法の処理を比較することにより、Max/Min 法の非保守性について分析した。その結果、N 個の機器が“OR”結合した一連の機器の耐力について、最小の HCLPF 耐力を持つ機器のフラジリティ曲線を、損傷確率 1%での地震加速度における損傷確率が 0.01×N となるように平行移動させた曲線の HCLPF 耐力で代表すること（**図 2** 参照）により保守的な評価となると考えられる。

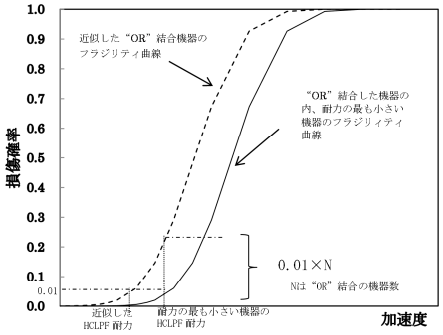



**図 2 “OR”結合の場合のフラジリティ曲線と HCLPF 耐力**

**4. おわりに** 簡易ハイブリッド法について、ここで検討した手順例及び扱いにより、保守的な評価結果を簡便に得られる可能性が示された。

**参考文献**

1)R. P. Kennedy, “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, Proceedings of the OECD/NEA Workshop on Seismic Risk, Tokyo Japan, (1999).

2) K. Hirata, et al., “Proposal of a simplified method for estimating seismic risk of structures”, 15 WCEE, (2012)

*Kenji MORI[1], Takashi YAMADA[1] and Kazuki YAMATE[1]

[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

# 再処理工場におけるマスターロジックダイアグラム構築手順の検討

Examination of construction procedure of MLD at Reprocessing Plant

*山本 将寛[1]，玉内 義一[1]，衣旗 広志[1]，髙橋 直紀[1]

[1]日本原燃

安全性向上評価の一環として、再処理工場を対象としたマスターロジックダイアグラム(MLD)を構築し、事故シナリオの網羅性を確認する取り組みを行っている。本稿では、六ヶ所再処理工場の特徴を踏まえたMLD の構築過程を手順化したので報告する。併せて、手順に基づき構築した MLD についても報告する。

**キーワード：**再処理工場，マスターロジックダイアグラム，PRA

## 1. 緒言

確率論的リスク評価（PRA）に係る日本原子力学会標準[1]では、起因事象を分析・同定する方法として、機器の不具合が与える影響を検討する FMEA、環境への放射性物質の放出に至る原因を検討する MLD 等を推奨している。これらを併用することで、事故シナリオの網羅的な抽出が可能となる。しかし、MLD の構築手順を詳細に示した文献が少ないこともあり、これまで再処理工場の MLD 構築手順が確立していなかった。そのため、六ヶ所再処理工場における MLD の構築過程を手順化した。また、手順に基づき MLD を構築した。

## 2. 実施内容

### 2-1. 構築手順の作成

環境への放射性物質の放出を頂上事象として、建屋の開口部、建屋、建屋の場所、管理区域の区域区分の順に放出経路を展開し、放射性物質が漏えいする要因、検討する事象、対象機器、放出の原因となる安全機能の喪失を設定した。その後、安全機能の喪失原因となる機器まで展開することで、起因事象の候補を特定する手順を作成した。

### 2-2. MLD の構築

2-1.で作成した手順に基づき、MLD を構築した。図 1 に構築した MLD の概略イメージを示す。なお、起因事象のグループ化を容易とするため、最終階層の記載は「建屋名称_安全機能名称_機器名称」として統一した。

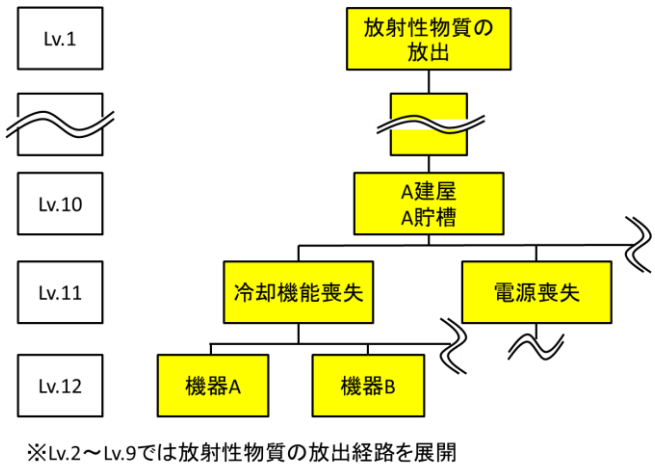



図 1 構築した MLD の概略イメージ

## 3. 結言

本稿で作成した手順に基づき MLD を構築し、起因事象の候補となる機器を特定した。このことから、MLD を使用して網羅的に事故シナリオを抽出する見込みを得ることができたと考えられる。

## 参考文献

[1]日本原子力学会標準委員会「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）：2013」2014 年 8 月

*Masahiro Yamamoto[1], Yoshikazu Tamauchi[1] Hiroshi Kinuhata[1] and Naoki Takahashi[1]

[1]JapanNuclear Fuel Limited

# 硝酸ウラニル水溶液の過渡臨界における水素ガス発生量の推定

Evaluation of Hydrogen Gas Production at Transient Criticality in Uranyl Nitrate Solution

*吉田 涼一朗[1]，山根 祐一[1]，阿部 仁[1]

[1]原子力機構

溶液燃料の臨界事故時には出力挙動への影響や爆発を誘引する可能性の観点から重要な水素ガスが発生する。TRACY 炉心タンク内での水素ガスの移行挙動を Taylor 拡散式等を用いてモデル化することで、水素ガス濃度の経時変化を再現するとともに、炉心タンク内での時間遅れを補正した水素ガス発生量を推定した。

**キーワード：**水素ガス，過渡臨界，硝酸ウラニル水溶液，G 値，TRACY

**1. 緒言**　溶液燃料の臨界事故では、出力挙動への影響や爆発を誘引する可能性から、水素ガス発生量を核分裂数と結び付けて精度よく推定することが重要となる。原子力機構では、過渡臨界実験装置 TRACY において硝酸ウラニル水溶液燃料を用いた過渡臨界実験を行い、水素ガス濃度の経時変化を計測している。TRACY 炉心タンクの概略（0.5mϕ、1.3mH（液面高さ約 1m の位置で出口配管に接続））及び実験結果の一例を図に示す。TRACY では、極めて短時間（数十ミリ秒程度）で反応度を与えるため水素ガス発生も短時間で生じるが、一方で、出口配管から流出したベントガス中の水素ガス濃度ピークの時間幅は 1,000 秒程度と幅広となっている。本報告では、TRACY 炉心タンク内での水素ガスの移行挙動を Taylor 拡散式等を用いてモデル化することで、計測されたベントガス中の水素ガス濃度の経時変化を再現するとともに、炉心タンク内での時間遅れを補正した水素ガス発生量の算出を試みた。

**2. 水素ガス挙動モデル**　水の放射線分解に対しては、核分裂片の運動による寄与が大きいと仮定し、過渡臨界に伴い瞬時に $M$ [mol]の水素ガスが発生するものと考えた。水素ガス濃度の経時変化を 3 領域に区分した。領域 1 では、水素ガスが炉心タンク内を下記の Taylor 拡散式に従って上方に移流拡散し、一部が出口配管からベントガスに同伴して流出するものと仮定した。ここで、$D$ [m$^2$/s]は水素ガスの拡散係数、$r$ [m]は経路半径、$u$ [m/s]は経路内流速、$x$ [m]は液面からの高さ、$c(x,t)$ [mol/m$^3$]は位置 $x$、経過時間 $t$ における水素ガス濃度である。領域 2 では、出口配管高さ位置を通り過ぎた水素ガスが炉心タンク上部に溜まりやや高濃度となり、徐々に均一になりつつ減少するものと考えた。この水素溜り（$V$ [m$^3$]）における水素ガス濃度の経時変化を、水素ガスの移流拡散による流入量と炉心タンク出口への流出量（$v$ [m$^3$/s]）を組み合わせたマスバランス式を解くことで算出した。領域 3 では、タンク全体に均一となった残存水素ガスが薄まりつつ出口配管に流れるものと考えた。$M$、$u$、$V$、$v$ をパラメータ（$D$，$r$ は固定）として、これらの各領域における式を連立することで、計測された水素ガス濃度の経時変化を再現するとともに、炉心タンク内での時間遅れを補正した水素ガス発生量を推定した。

$$c(x,t)=\frac{M}{\pi r^2\sqrt{4\pi Et}}exp\left\{-\frac{(x-ut)^2}{4Et}\right\}\quad\left(E=\frac{(ru)^2}{48D}+D\right)$$

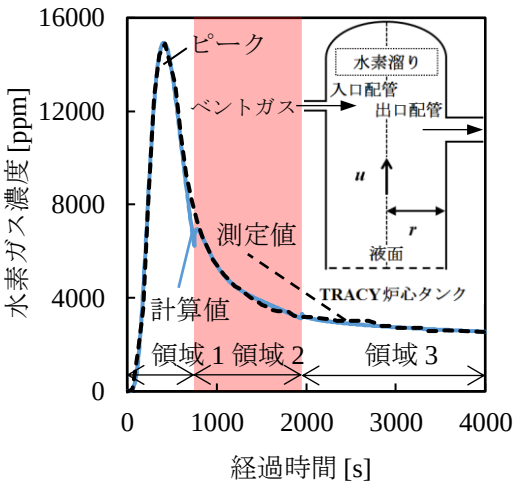



図 水素ガス濃度の測定値と計算値比較

**3. 結果**　図に示したように、計測値をよく再現することができた。また、水素ガス発生量は $10^{18}$ fission あたり 4 mol と評価した。

**参考文献**

[1] 阿部 他, ”溶液燃料の過渡臨界事象に伴う放射性ヨウ素及び希ガスなどの放射挙動の検討”, JAERI-Tech 99-067 (1999).

*Ryoichiro Yoshida[1], Yuichi Yamane[1] and Hitoshi abe[1]

[1]JAEA.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [2H01-05] Uncertainty Evaluation

Chair: Tadafumi Sano (Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2H01] Establishment of an uncertainty estimation system for BWR core characteristics due to nuclear data covariance
(1)Lattice calculation part

*Tadashi Ikehara[1], Teppei Yamana[1], Hirohisa Kaneko[1], Masayuki Tojo[1] (1.GNF-J)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2H02] Establishment of an uncertainty estimation system for BWR core characteristics due to nuclear data covariance
(2)Core simulator part

*Teppei Yamana[1], Tadashi Ikehara[1], Hirohisa Kaneko[1], Masayuki Tojo[1] (1.GNF-J)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2H03] Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor
(1)Outline of model V&V and UQ procedure

*Kazuya Ohgama[1], Kazumi Ikeda[2], Makoto Ishikawa[1], Taro Kan[3], Shigeo Ohki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Mitsubishi FBR Systems, 3.Mitsubishi Heavy Industries)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2H04] Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor
(2)Verification

*KAZUMI IKEDA[1], Kan Taro[2], Shuhei Maruyama[3], Kazuya Ohgama[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2H05] Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor
(3)Validation

*Makoto Ishikawa[1], Kenji Yokoyama[1], Kazuteru Sugino[1] (1.JAEA)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# 共分散核データを起源とするBWR炉心特性不確かさ評価システムの整備
## （1）格子計算部

Establishment of an uncertainty estimation system for BWR core characteristics due to nuclear data covariance
(1) Lattice calculation part

*池原 正[1]，山名 哲平[1]，金子 浩久[1]，東條 匡志[1]
[1]GNF-J

GNF-J BWR炉心設計コードシステムLANCR-AETNAに核データ不確かさが燃料・炉心核特性にもたらす影響をランダムサンプリング法により評価する不確かさ評価機能を整備した。本システムの結果を，別法である摂動法，即ちMCNP6.1を核データ摂動に対する感度係数ソルバーとして実効増倍率に関する不確かさを計算するSUAMNシステムと比較すると共に，共分散データの選定の影響について検討した。
**キーワード**：BWR，共分散，ランダムサンプリング法，感度解析，LANCR，SUAMN，MCNP6.1

### 1. 緒言

燃料・炉心核特性評価における核データ不確かさ評価方法として，核データ摂動に関す感度係数を用いる摂動法に対し，ランダムサンプリング法（RS法）が知られる[1]。このRS法に基づく核データ不確かさ評価機能をLANCR-AETNAシステム[2]上に整備した。本報では，(1)格子計算LANCR部のRS法機能に関し，結果を既報の摂動法（PT法）システムSUAMN[3]と比較しその特性を把握すると共に，(2)共分散データの選定の影響，(3)燃焼過程でのFP共分散データの寄与，について評価した。

### 2. 方法

本システムではNJOYで処理した多種バージョンの共分散マトリックスをSCALEのCOVERX形式で格納する（図１）。利点は，共分散データの各反応単位での合成処理の簡便性，SCALE/TSUNAMIやSUAMNとの共分散データの共用化にある。本研究では共分散データ源として，アクチノイド核種にJ4.0，FP核種にB7.1（但し，Pu240はNJOYの結果から判断しB7.1）を採用した（“標準COV”と呼ぶ）。また“標準COV”からFPを除いた“ACT COV”も生成した。

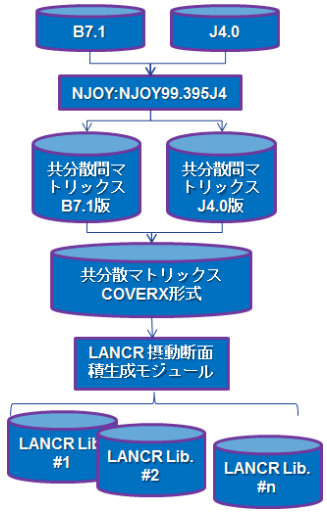


図１ 摂動断面積ライブラリ処理手順

典型的なBWR 9×9ウラン燃料（濃縮度4.4wt%／Gd棒12本）の燃焼計算（40%ボイド率）に試行数100回のRS法計算を実施した（図2）。燃焼計算も含めた通常のRS法“RS（燃）”と，各燃焼度点での中性子束計算部のみの瞬時のRS法“RS（瞬）”の2種類を実施し，(1)燃焼伝播効果の評価，またPT法システムには燃焼機能がないので，(2)PT法との比較はRS法“RS（瞬）”との比較で評価した。更に(3)FP共分散の寄与を“標準COV”と“ACT COV”間で，SCALE6.1の“SCALE COV”も合わせて評価した。

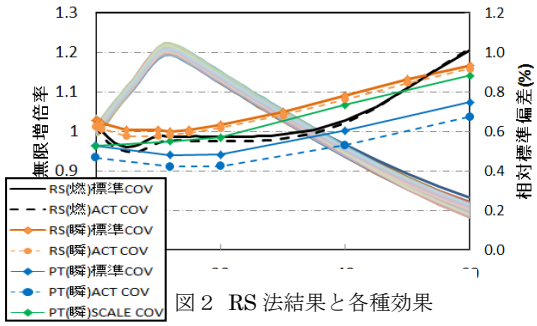


図２ RS法結果と各種効果

### 3. 結果

(1)の不確かさの燃焼伝播効果は，橙色と黒線の結果から両者の関係に一律増幅や減幅といった系統性は見られない。(2)RS法とPT法の差は橙色と青線の結果から，PT法の結果は不確かさを20%程度過小評価した。 (3)FP共分散の効果は，RS法に対しPT法が過大に見積もる傾向がある。PT法によれば，不確かさの主要因はGd-157とH-1の(n,g)と特定された。“標準COV”の特性は，“SCALE COV”に対し不確かさを過小側に評価するものの不確かさの燃焼挙動は相似的であり健全と考えられる。

### 参考文献

[1] A.Yamamoto, et.al., NSE,181 (2015)， [2] GNF-J 炉心核熱水力特性解析システム GLR-005
[3] 池原,他,日本原子力学会年春の年会,J39 (2015)

*Tadashi Ikehara[1], Teppei Yamana[1], Hirohisa Kaneko[1], Masayuki Tojo[1]
[1]GNF-J

# 共分散核データを起源とするBWR炉心特性不確かさ評価システムの整備
## （2）炉心シミュレータ部

Establishment of an uncertainty estimation system for BWR core characteristics due to nuclear data covariance
(2) Core simulator part

*山名 哲平[1]，池原 正[1]，金子 浩久[1]，東條 匡志[1]
[1]GNF-J

GNF-J BWR炉心設計コードシステムLANCR-AETNAに核データ不確かさが燃料・炉心核特性にもたらす影響をランダムサンプリング法により評価する不確かさ評価機能を整備した。本システムの結果を，別法である摂動法，即ちMCNP6.1を核データ摂動に対する感度係数ソルバーとして実効増倍率に関する不確かさを計算するSUAMNシステムと比較した。

**キーワード**：BWR，共分散，ランダムサンプリング，感度係数，AETNA，SUAMN，MCNP6.1

### 1. 緒言

発表(1)では，LANCR-AETNAの炉心特性不確かさ評価システムのうち，格子計算部LANCR[1]について報告した。発表(2)では，LANCRと炉心シミュレータ部AETNA[1]の結合による炉心特性不確かさ評価システムについて報告する。また，SUAMN[2]の別法評価結果との比較についても報告する。

### 2. システム

本システムでは，格子計算部LANCRの段階で取り込んだ不確かさを，炉心シミュレータ部AETNAに伝搬させることで，BWR炉心体系での炉心特性不確かさの評価を行う（図１）。

本システムの特徴として，AETNAの機能を用いて，中性子束1.5群と3群モードの比較による炉心特性不確かさへの群数効果や，SRNM計数率評価での炉心特性不確かさも評価可能となる。さらに，三次元核熱結合動特性解析コードTRACGを結合することで，炉心の過渡・事故解析における核データライブラリ不確かさ起因の不確かさ評価も可能となる。

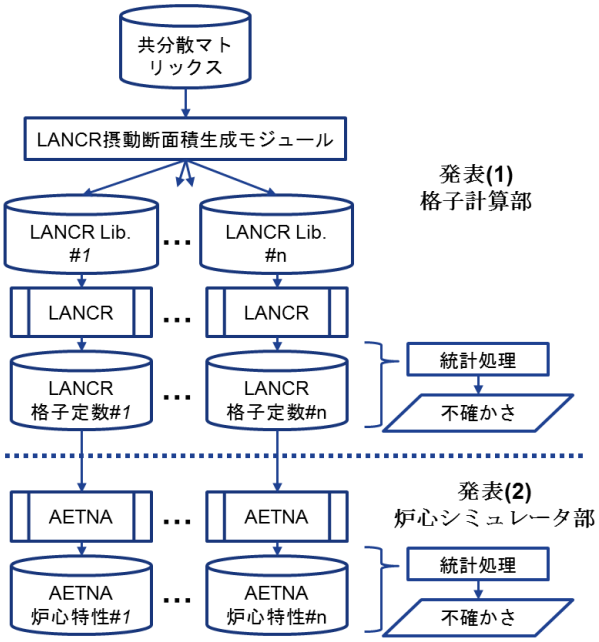



図1. LANCR-AETNA炉心特性不確かさ評価システム

### 3. 評価

LANCR-AETNAとSUAMNとで，炉心特性不確かを比較した。LANCR-AETNAでは2段階手法を含むランダムサンプリング法であるのに対して，SUAMNは直接計算の摂動法である。対象とした体系は，BWR 9×9 ウラン燃料（濃縮度 4.2wt%／Gd棒13本）の2次元4×4バンドル体系，HOTボイド率40%。LANCR-AETNAのランダムサンプリング試行回数は100回とした。

実効増倍率変動量の標準偏差は，SUAMNの方がLANCR-AETNAよりも相対差で30%程度過小評価側であった。SUAMNの方が過小評価側の傾向は，発表1の格子計算段階と一致している。なお，ランダムサンプリング試行回数や，摂動法の近似精度については，今後の検討課題である。

また，上記の4×4バンドル体系とは別に，BWR平衡炉心計算も実施し，AETNAの実効増倍率と，格子計算の無限増倍率炉心平均値とで，不確かさが同程度となることを確認した。

### 参考文献

[1] GNF-J 炉心核熱水力特性解析システム GLR-005
[2] 池原,他,日本原子力学会年春の年会,J39 (2015)

*Teppei Yamana[1], Tadashi Ikehara[1], Hirohisa Kaneko[1], Masayuki Tojo[1]
[1]GNF-J

# 次世代高速炉核設計手法のモデル V&V および UQ
# （1）モデル V&V および UQ の考え方

Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor
(1) Outline of V&V and UQ procedure

*大釜 和也[1]，池田 一三[2]，石川 眞[1]，菅 太郎[3]，大木 繁夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]三菱 FBR システムズ，[3]三菱重工業

日本原子力学会によるシミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインを踏まえ、次世代高速炉の核設計手法のモデル V&V および UQ の基本的考え方を構築した。

**キーワード：** Verification, Validation, Uncertainty Quantification, Neutronics design, SFR

## 1. 緒言

シミュレーションの信頼性確保のための方法としての Verification and Validation (V&V)および Uncertainty Quantification (UQ)に関する検討が国内外において行われている。国内では、「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン」（以下、ガイドライン）が、日本原子力学会の標準として策定された。このガイドラインは、広範なシミュレーション分野を対象とした信頼性評価の基本的考え方であるため、個別分野への適用においては、当該分野の技術的特徴を考慮した方法構築が必要である。そこで、本ガイドラインに基づき、次世代高速炉核設計の V&V および UQ の基本的考え方を構築した。ここでは、ガイドラインと核設計 V&V の対応および核設計における UQ の方法論について述べる。

## 2. 基本的考え方

次世代高速炉の核設計には決定論を適用し、基準計算値に対して、種々の詳細計算による補正を適用して最確評価を行うこととしている。ここでは、この決定論・最確評価手法により得られる設計対象炉心（75 万 kWe ナトリウム冷却高速炉）の核特性の解析結果における不確かさを定量化する考え方を構築した。

決定論による解析結果の不確かさは、1)解析モデルに起因する不確かさ、2)核データに起因する不確かさ、3)その他の要因（例えば、燃料の組成・寸法などの製造公差等、解析の入力と実物の違いに起因する不確かさ、ここでは、「実体系起因不確かさ」と称する）。これらを定量化することで、フルモックアップ体系のない設計対象炉心の不確かさを評価する。

解析モデル不確かさは、近似度の少ない解法による参照解との比較により得る。3 次元の As built 体系を解析対象とする連続エネルギーモンテカルロ法では、解析体系の形状のモデル化、エネルギー群縮約、適用理論等における近似が少ないため、統計誤差が十分に小さくなるヒストリー数を確保すれば、厳密な理論解に近い解析結果を得ることができる。したがって、設計対象炉心のモンテカルロ法による参照解との比較により、決定論・最確評価値の解析モデル不確かさを定量化できる。

設計対象炉心の核データ起因不確かさは、核データ（JENDL-4.0）の不確かさである共分散と、設計炉心の感度係数（核データの単位変動量当たりの核特性の変動量）により評価することができる。感度係数には、炉心サイズ・形状・組成などの解析対象の特徴が反映されるため、核データ共分散に感度係数を乗じることにより、設計対象炉心の核特性の核データ起因不確かさを定量化できる。なお、核データと共分散の妥当性については、原子力機構が整備した高速炉実験データベースの実験解析により確認してきている。

今後、製造公差等を考慮した実体系起因不確かさ評価方法を検討し、解析モデル不確かさおよび核データ起因不確かさとあわせて、設計対象炉心の核特性の不確かさを定量化する予定である。

---

Kazuya Ohgama[1], Kazumi Ikeda[2], Makoto Ishikawa[1], Taro Kan[3] and Shigeo Ohki[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Mitsubishi FBR Systems, [3] Mitsubishi Heavy Industries.

# 次世代高速炉核設計手法のモデル V&V および UQ
# （2）Verification

Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor
(2) Verification

*池田 一三[1]，菅 太郎[2]，丸山 修平[3]，大釜 和也[3]
[1]三菱 FBR システムズ，[2]三菱重工業，[3]日本原子力研究開発機構

75 万 kWe の次世代ナトリウム冷却高速炉を対象として、3 次元の As-built 体系に対する連続エネルギーモンテカルロ法による計算結果を参照解とし、核設計への適用を検討している決定論・最確評価手法の解析モデルに起因する不確かさを検討した。

**キーワード：** Verification, neutronics design, SFR, MVP, Monte Carlo Calculation

## 1. 緒言

「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン」に基づき、次世代高速炉の核設計手法の Verification(検証) に資する検討を行った。75 万 kWe の次世代ナトリウム冷却高速炉の実効増倍率、ナトリウムボイド反応度およびドップラ反応度を対象として、参照解との比較により、決定論・最確評価手法による評価値の解析モデルに起因する不確かさを検討した。

## 2. 検証の方法

詳細な決定論的手法を適用し、JENDL-4.0 に基づく炉定数セットを用い、非均質格子計算により実効断面積を得て、三角メッシュの拡散計算により炉心核特性を計算した。この基準計算に、輸送、メッシュおよび詳細群・超微細群等の補正を適用して、最確評価値を得た。

解析モデルに起因する不確かさを把握するため、最確評価値を参照解と比較した（図.1）。ここでは、3 次元の As built 体系に対する連続エネルギーモンテカルロ法による解析を実施し、参照解とした。解析体系の形状のモデル化、エネルギー群縮約、適用理論等における近似が少ないため、統計誤差が十分に小さくなるヒストリーを確保すれば、理論解に近い解析結果を得られる。ここでは、のべ約 1 億 2000 万ヒストリーとし、実効増倍率の FSD(相対標準偏差)差が 0.00005 未満となるように解析した。

## 3. 結果

最確評価値と参照解を表.1 に比較する。参照解と最確評価値の差は、実効増倍率では 0.1%Δk、ナトリウムボイド反応度およびドップラ反応度では 1%となった。この結果により、決定論・最確評価手法により得られた評価値の解析モデル不確かさの程度が明らかとなり、同手法は高い精度を有することを確認した。

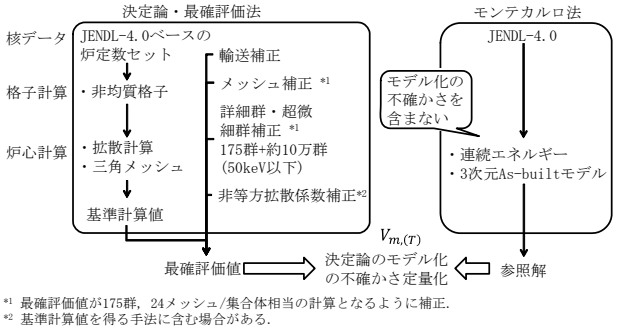



図.1 本検討における検証の考え方

表.1 最確評価値と参照解の比較

| | 決定論 | モンテカルロ法 | 決定論とモンテカルロ法の差[*2] |
|---|---|---|---|
| 実効増倍率[*1] | 1.0443 | 1.0435 | 0.0009Δk |
| Naボイド反応度[*1] (%Δk/kk') | 1.09 | 1.10 | 0.991 |
| ドップラ反応度[*1] (%Δk/kk') | −1.10 | −1.09 | 1.009 |

[*1] BOIC、制御棒全抜状態における評価結果.

[*2] 決定論とモンテカルロ法の差あるいは比

本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

Kazumi Ikeda[1], Taro Kan[2], Shuhei Maruyama[3] and Kazuya Ohgama[3]
[1] Mitsubishi FBR Systems, [2] Mitsubishi Heavy Industries, [3] Japan Atomic Energy Agency.

# 次世代高速炉核設計手法のモデル V&V および UQ
# （3）Validation

Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor
(3) Validation

*石川 眞[1]，横山 賢治[1]，杉野 和輝[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

臨界実験装置・実機プラントにおける多様な核特性を含む高速炉実験データベースを妥当性確認実験として、次世代高速炉核設計手法の Validation に対する方法論を構築し成立の見通しを得た。

**キーワード：** Validation, Fast reactor experiments, IRPhE , Experimental uncertainty, Nuclear data covariance

## 1. 基本方針

目的は、「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン」（以下、ガイドライン）に基づき、次世代高速炉核設計手法の Validation（妥当性確認）に対する方法論を構築することである。このために、妥当性確認実験としてこれまでに原子力機構が整備した高速炉実験データベースを採用し、実験解析結果である C/E（計算/実験）値の不確かさを定量化して妥当性を評価することとした。

## 2. 実験解析による妥当性確認

高速炉分野では、米国 ZPPR、露 BFS などの臨界実験装置、また「常陽」および「もんじゅ」などの実機プラントにおける 600 を超える実験データを格納した高速炉実験データベース（JAEA Research 2012-013）を整備してきた。実験解析結果である C/E 値の全不確かさ（1σ で定義）は、実験に起因する不確かさ、解析モデルに起因する不確かさ、核データに起因する不確かさの 3 項目に分類される。①実験に起因する不確かさについては、国際炉物理実験ベンチマーク（IRPhE）のルールに則り、論文・報告書、過去の内部メモの調査や実験関係者へのインタビューなどにより収集した情報を踏まえ、測定方法、実験形状および炉心組成の 3 つの要因毎に可能な限り細分し、OECD/NEA で推奨された実験不確かさマトリックス評価の方法論（NEA/NSC/WPEC/DOC(2013)445）に準じて定量化した。②解析モデルに起因する不確かさについては、本シリーズ発表の(2)Verification で報告した方法に準拠して設定した。③核データに起因する不確かさは、解析対象核特性の核データに対する感度係数を用いて、核データ（JENDL-4.0）の不確かさ（共分散）の核特性への誤差伝播を計算することにより評価した。

以上により得られたそれぞれの核特性についての実験解析の C/E 値のばらつきと不確かさから手法・データの妥当性を確認することで、実験解析に適用した手法の妥当性を確認した。評価の観点は、特定の実験における問題、系統的バイアス、不確かさの過小・過大評価の有無などである（図 1）。例として、Na ボイド反応度の妥当性確認の結果を図 2 に示す。多様な実験炉心、Na ボイドサイズに対して、C/E 値の 1.0 からのばらつきはほぼ全不確かさの統計的範囲内におさまっており、実験解析の結果が不合理ではないことを示している。

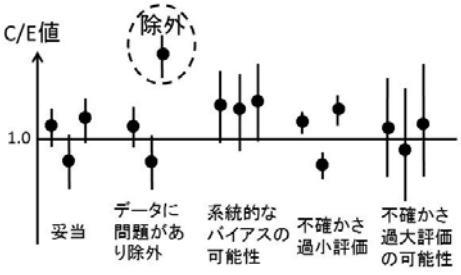



図1 妥当性確認の考え方

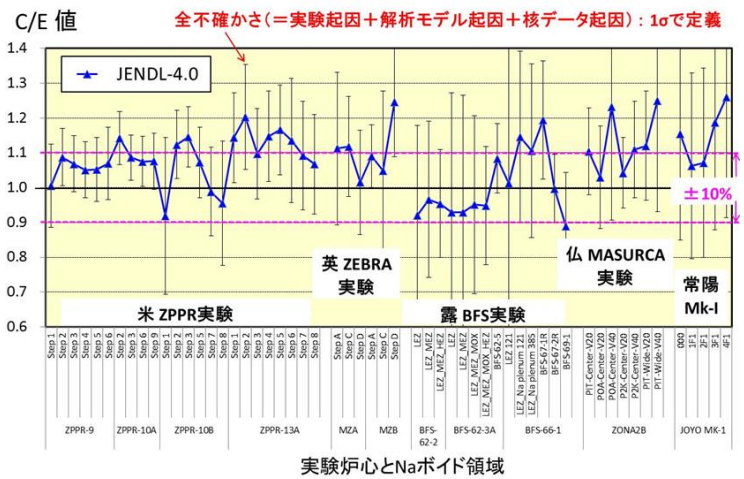



図2 Naボイド反応度実験解析の妥当性確認

Makoto Ishikawa[1], Kenji Yokoyama[1], Kazuteru Sugino[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 8, 2016 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [2H06-09] Monte Carlo Method

Chair: Yasushi Nauchi (CRIEPI)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

### [2H06] Prediction of Void Information in LWR using Neutron Noise calculated with Time-Dependent Monte Carlo Method

*Naoki takayama[1], Toshihiro Yamamoto[2], Tadafumi Sano[2], Jun-ichi Hori[2], Ken Nakajima[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 2.Kyoto University Research Reactor Institute)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

### [2H07] Statistical error estimation by orthonormally weighted standardized time series

Statistical error of tallies in Monte Carlo criticality calculation

*Taro Ueki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

### [2H08] Prediction of Underestimation of Statistical Uncertainty in Monte Carlo

(1)Development of Higher-order Mode Calculation Code

*Tomohiro Endo[1], Koji Hayashi[1], Akio Yamamoto[1] (1.Nagoya university)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

### [2H09] Prediction of Underestimation of Statistical Uncertainty in Monte Carlo Eigenvalue Calculation for 2D Heterogeneous Geometry

(2)Applying to $UO_2$-MOX 2×2 Assemblies

*Koji Hayashi[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1.Nagoya university)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 時間依存モンテカルロ計算による
# 中性子雑音を用いた軽水炉内ボイド情報の推定

Prediction of Void Information in LWR
using Neutron Noise calculated with Time-Dependent Monte Carlo Method

*髙山 直毅[1]，山本 俊弘[2]，佐野 忠史[2]，堀 順一[2]，中島 健[2]
[1]京都大学 原子核工学，[2]京都大学 原子炉実験所

中性子雑音から軽水炉内のボイド率並びにボイド速度の推定を行う方法は以前から存在したが、実際にボイドを含む非均質気液二相流を模擬した時間依存中性子輸送計算による解析は行われてこなかった。本研究ではこれらを同時に取り扱うことにより、高精度なボイド情報取得の可能性を検討した。

**キーワード：**モンテカルロ法(MC 法)，中性子雑音，軽水炉(LWR)，ボイド

## 1. 背景及び目的

原子炉で利用される軽水減速材/冷却材中のボイド率及びボイド速度等のボイド情報を推定する方法として、炉内中性子検出器によって観測される中性子雑音を用いた方法が存在する。先行研究では、軽水中に含まれるボイドの形状を模擬した体系に対し、拡散理論に基づいた数値解析が行われている[1]。一方、軽水とボイドを均質に取り扱った体系について、MC 法を用いた輸送計算による解析も行われており、両者の結果に差異が報告されている[2]。そこで、本検討ではボイド形状を実際に模擬した上で MC 法を用いたより厳密な解析を行い、中性子雑音測定に関する知見を得ることを目的とした。

## 2.解析方法

厚さ 5 cm の 2 次元平板体系において、平板の下部よりボイドを含む非均質の気液二相流が上部に流れることを想定した。軽水の温度は室温とし、ボイド率, 粒径, 速度が任意で与えられる。平板の片側面から中性子が入射され、もう一方の側面に透過してきた中性子を検出する状況を時間依存の MC 計算でシミュレーションした。エネルギー群数は 3 群とし、入射中性子のスペクトルは典型的な軽水炉のものを使用した。

中性子検出の時系列データから中性子雑音の自己パワースペクトル（APSD）の折れ点周波数が得られれば、ボイド情報が取得できるとされている[3]。一方で熱群中性子では折れ点周波数が定義できないため、ピーク周波数からボイド情報を推定することを新たに試みた。本稿では、ボイド率を 20%に固定し、ボイド速度を 10～200 cm/s の範囲で変化させた場合と、ボイド速度を 120 cm/s に固定し、ボイド率を 1～30%の範囲で変化させた際の APSD の周波数特性変化を紹介する。なお、ボイド直径を 7 mm に固定して計算を行った。

## 3. 結果及び考察

ボイド速度及びボイド率をパラメータとした際の、折れ点周波数とピーク周波数の変化を、それぞれ図 1 と図 2 に示す。先行研究で予測されているように、ボイド速度と折れ点周波数の関係に線形性が確認された。一方で、ピーク周波数はボイド率とともに増加しているが、これは従来の知見とは逆の傾向となっている。これは、ボイドを非均質として陽に取り扱ったことが影響していると考えられる。

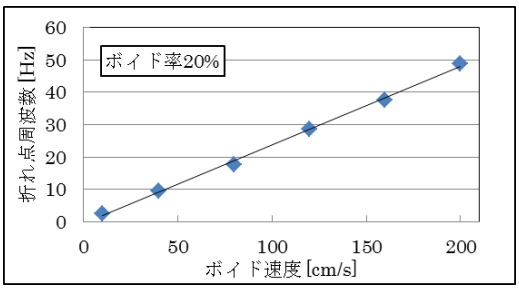



図 1 ボイド速度と折れ点周波数の関係

## 4. 結論

ボイド速度並びにボイド率変化に伴う APSD の周波数特性から、ボイドが非均質に存在する体系であってもボイド情報を取得できることが確認できた。

ボイド粒径やボイド率をさらに変化させたときの中性子雑音特性については口頭発表で説明を行う。

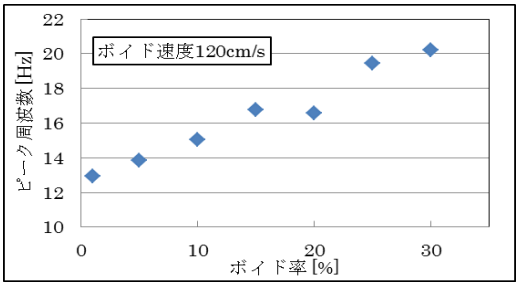



図 2 ボイド率とピーク周波数の関係

## 参考文献

[1] V. Dykin, I. Pázsit, Nucl. Technol., **183**(2013) 354-366.
[2] T. Yamamoto, H. Sakamoto, Prog. Nucl. Energy, **90**(2016) 58-68
[3] G. Kosály, Prog. Nucl. Energy, **5**(1980) 145-199.

*Naoki Takayama[1], Toshihiro Yamamoto[2], Tadafumi Sano[2], Jun-ichi Hori[2] and Ken Nakajima[2]
[1]Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, [2]Kyoto University Research Reactor Institute.

# 直交規格化加重に基づく標準化時系列法による統計誤差評価

Statistical Error Estimation by Orthonormally Weighted Standardized Time Series

*植木 太郎
日本原子力研究開発機構 安全研究センター 臨界安全研究グループ

モンテカルロ法臨界計算においては、核分裂源の世代間相関のため、統計誤差の過小評価が生じる場合がある。本発表においては、直交規格化加重に基づく標準化時系列法による統計誤差評価手法を、加圧水型軽水炉の局所出力と燃料デブリモデルの臨界性評価において実践した結果を報告する。

**キーワード：**モンテカルロ、局所出力、臨界性、統計誤差、直交規格化加重、標準化時系列

**1. 緒言** モンテカルロ法臨界計算の核分裂源は、世代間相関の影響下にある。このため、自己相関下の時系列に関する中心極限定理に由来する手法を、統計誤差評価に適用する必要がある。

**2. 直交規格化加重・標準化時系列法（OWSTS）** 時系列 $x_j, j=1,\ldots,n$ に対して、最初の$m$項の標本平均を$s_m$、分散パラメータを$\sigma^2=AC(0)+2\Sigma_{i\geq 1}AC(i)$とする。ここで、$AC(i)$は、世代差 $i$ に対する時系列 $x$ の共分散である。次に、$[nt]$を$nt$を越えない最大の整数とする。自己相関下の時系列に関する中心極限定理によると、$n\to\infty$ の際、$0\leq t\leq 1$に対し、$[nt](s_n - s_{[nt]})/(\sigma\sqrt{n})$ の分布がブラウン橋の分布に収束し、以下の関係式が成立する[1]。

$$\lim_{n\to\infty} E[(Z_j^F(n))^2]=\sigma^2,\ Z_j^F(n)=(1/n)\sum_{i=1}^{n-1} w_j^F(i/n)\,i(s_n-s_i)/\sqrt{n},\ w_j^C(t)=\sqrt{8}\pi j\cos(2\pi jt),\ w_j^S(t)=\sqrt{8}\pi j\sin(2\pi jt).$$

ここで、$E[\ ]$は期待値を表し、$F=C$ または$F=S$である。なお、$i(s_n-s_i)/(\sigma\sqrt{n})$ は標準化時系列と呼ばれ、$w_j^F$は直交規格化関数である。本報告では、$j=1,\ldots,10$に対して$Z_j^C$と$Z_j^S$を計算し、20個の$\sigma^2$の評価値の平均を取り、標本平均$s_n$の標準偏差$(\sigma/\sqrt{n})$を推定した結果を報告する。

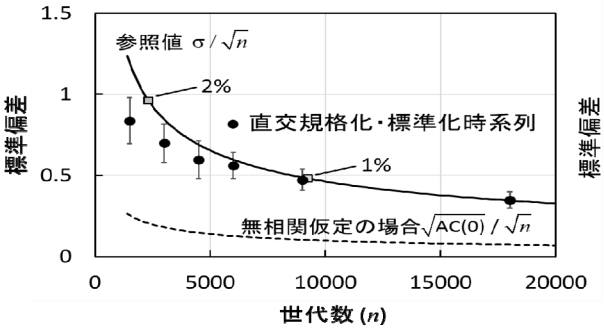



図1 加圧水型軽水炉全炉心の局所出力の統計誤差評価

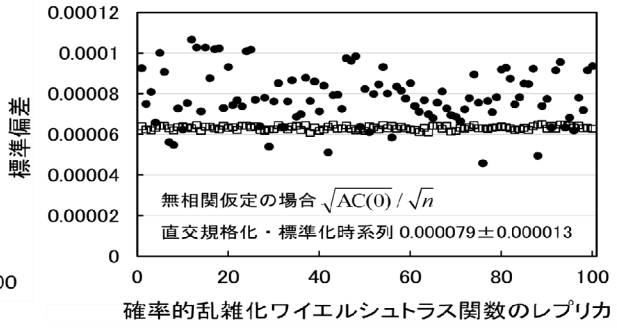



図2 燃料デブリモデルの実効増倍率の統計誤差評価

**3. モンテカルロ法計算結果および今後の課題** 17x17型燃料集合体を193体装荷した加圧水型軽水炉の第一サイクル全炉心モデルから、核分裂源の自己相関が最も強くなる位置を選び、モンテカルロ法で局所出力を求めた場合の標準偏差を、図１に示す。１％に対応するマーカー(□)は、標準偏差の参照値が１％相当の相対誤差であることを示し、誤差棒は、60レプリカから得られる評価値の誤差に相当する。1%程度以下の統計誤差であれば、10%程度の不確かさはあるけれども、無バイアスでの標準偏差推定が可能であることがわかる。図２に、確率的乱雑化による$UO_2$・コンクリート系燃料デブリモデル[2]に関する結果を示す。無相関仮定にするかどうかによって、平均として、約20%程度の違いが生ずることがわかる。なお、図中、確率的乱雑化による各デブリレプリカに対し、それぞれ１回のモンテカルロ法臨界計算による標準偏差推定値が示されている。両図より、OWSTSによる統計誤差評価に関して、レプリカごとの安定性が課題であることがわかる。

**参考文献** [1] Ueki, T, 2012. Nucl. Sci. Eng. 171, 220-230. [2] 植木太郎、2016年春の年会、1O14

本報は、原子力規制庁受託事業「平成 27 年度東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法整備」の成果の一部を含む。

*Taro Ueki, Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group.

# 2 次元非均質体系におけるモンテカルロ法の統計誤差過小評価の予測
# (1) 高次モード計算コードの開発

Prediction of Underestimation of Statistical Uncertainty
in Monte Carlo Eigenvalue Calculation for 2D Heterogeneous Geometry
(1) Development of Higher-order Mode Calculation Code

*遠藤 知弘[1], 林 幸司[1], 山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

モンテカルロ法による固有値計算における統計誤差過小評価割合の評価を主目的として、多群拡散近似に基づき高次モード計算コードを作成した。固有値が縮退した場合に対応できるよう固有関数の再直交化を行う。

**キーワード：**高次モード、固有値問題、再直交化、多群拡散計算

## 1. 緒言

モンテカルロ法による固有値計算ではべき乗法に基づき、前世代で得られた核分裂中性子源分布を利用して次世代の中性子追跡計算を実施し、核特性(中性子束分布や反応率分布)を推定する。ただし、世代間の核分裂中性子源には相関があるため、無相関を仮定した中心極限定理に基づいて統計誤差(標準誤差)を推定した場合には、真の統計誤差よりも過小評価されてしまうことが知られている。過去の研究において、核分裂中性子源の空間分布を、$\lambda$モード固有値方程式の固有関数$\psi_n$で展開し、その展開係数の世代間推移に AR モデルを適用することで、この統計誤差過小評価割合$r \equiv (\text{見かけの統計誤差})/(\text{真の統計誤差})$の推定式を導出した。

$$r \approx \sqrt{\sum_{n=1}^{\infty} \frac{w_n^2 \sigma_{d_n}^2}{1-\rho_n^2} \Big/ \sum_{n=1}^{\infty} \frac{w_n^2 \sigma_{d_n}^2}{1-\rho_n^2} \left(\frac{1+\rho_n}{1-\rho_n}\right)} \cdots (1), \quad w_n \equiv \int_{\Delta V} dV \int_0^{\infty} dE' \int_{4\pi} d\Omega' \, \Sigma_x(\vec{r}, E) \psi_n(\vec{r}, E', \Omega') \cdots (2)$$

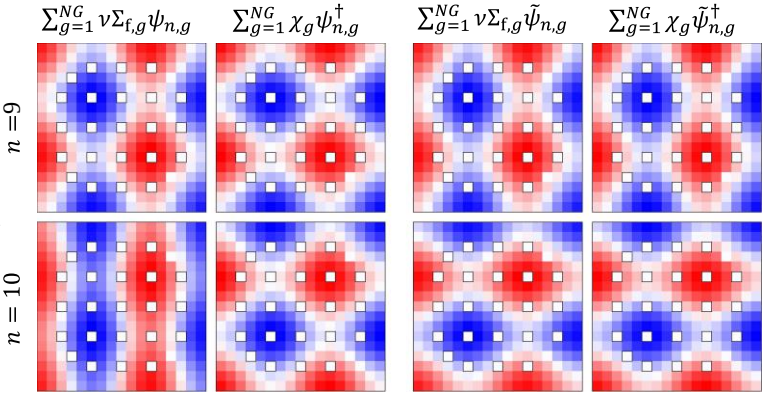
ここで$\rho_n$は固有値比、$\sigma_{d_n}^2$はノイズ項分散を表す。上式による$r$の計算には固有関数$\psi_n$の数値解が必要となる。

## 2. 高次モード計算コード

多群拡散近似に基づき C++/Eigen を用いて以下のように作成した。まず forward/adjoint の固有値方程式をそれぞれ解くことで forward/adjoint 固有関数の事前推定値$\psi_n, \psi_n^{\dagger}$を求める。次に、縮退している固有値の次数を判定する。縮退している次数$m$~$(m+r-1)$について、$\psi_n, \psi_n^{\dagger}$それぞれに対して修正 Gram-Schmidt 法を適用した後、線形結合$\tilde{\psi}_n^{\dagger} = \sum_{n=m}^{m+r-1} b_n^{\dagger} \psi_n^{\dagger}$を考える。$\lambda$モードの場合、$\langle \tilde{\psi}_n^{\dagger} \mathbf{F} \tilde{\psi}_{n'} \rangle = \delta_{n,n'}$の直交条件(**F**は生成演算子)を満足するよう連立方程式を解くことで係数$b_n^{\dagger}$を求める。以上により、再直交化した固有関数$\tilde{\psi}_n, \tilde{\psi}_n^{\dagger}$を得る。

## 3. 計算結果例

全面完全反射境界条件とした PWR17×17 単一集合体を対象として、高次モード計算を実施した。固有値が縮退している例として$n = 9,10$の結果を図 1 に示す。再直交化前は、forward の核分裂源分布について 10 次モードに 9 次モードが若干混じった上、forward/adjoint 核分裂源分布の形が若干異なるため、直交性が崩れてしまう。再直交化により直交条件を満足するように改善できる。




(a) 再直交化前　(b) 再直交化後

図 1 高次モード計算結果($n = 9,10$)

*Tomohiro Endo[1], Koji Hayashi[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

# 2 次元非均質体系におけるモンテカルロ法の統計誤差過小評価の予測
# (2) $UO_2$-MOX 2×2 集合体体系への適用

Prediction of Underestimation of Statistical Uncertainty in Monte Carlo Eigenvalue Calculation for 2D Heterogeneous Geometry

(2) Applying to $UO_2$-MOX 2×2 Assemblies

*林 幸司，遠藤 知弘，山本 章夫

名古屋大学

モンテカルロ法で固有値計算を行う場合，出力される統計誤差は真の統計誤差に比べ，過小評価される場合がある．過去の研究では，固有関数展開と Autoregressive model (AR モデル)に基づき統計誤差過小評価の度合いを予測する手法を提案し，エネルギー1 群の 1 次元均質体系において妥当性を確認した．本研究では，C5G7 ベンチマーク問題を参考にした 2×2 集合体体系に提案手法を適用し，その妥当性について検証した．

**キーワード**：モンテカルロ法，統計誤差過小評価，多群，非均質体系，AR モデル，高次モード

**1. 緒言**　モンテカルロ法による固有値計算を行う場合，ドミナンス比が大きい体系では，統計誤差が過小に評価されることがある．過去の研究では，核分裂源分布を固有関数展開した際の展開係数の世代推移を AR モデルでフィッティングして，真の統計誤差を理論的に導出した．さらに，モンテカルロ法で評価される統計誤差を理論的に導出し，両者の比を取ることで統計誤差過小評価割合$r$の理論式を(1)式のように導出した．これまでは 1 次元無限平板の簡単な体系で理論式の妥当性の検証が行われてきた．本研究では，より複雑な体系（多群・2 次元 xy 非均質体系）に対して提案手法を適用し，その妥当性について検証した．

$$\frac{\text{見かけの統計誤差}}{\text{真の統計誤差}} \equiv r \approx \sqrt{\frac{\sum_{n=1}^{\infty} \frac{w_{n,v}^2 \sigma_{dn}^2}{1-\rho_n^2}}{\sum_{n=1}^{\infty} \frac{w_{n,v}^2 \sigma_{dn}^2}{1-\rho_n^2}\left(\frac{1+\rho_n}{1-\rho_n}\right)}} \quad (1)$$

$$w_{n,v} = \int_v \sum_g \psi_{n,g}\, dV \quad (2)$$

$$\sigma_{dn}^2 = \left( \sum_g \frac{(D_g B_n^2 + \Sigma_{t,g})}{(D_g B_n^2 + \Sigma_{a,g})} \cdot \frac{\psi_{n,g}}{\sum_g \psi_{n,g}} \right)^2 \quad (3)$$

**2. 検証計算**　計算体系は C5G7 ベンチマーク問題を参考にした $UO_2$-MOX2×2 集合体（図 1）とし，対象とする統計量は全エネルギー積分した中性子束とした．図中の数字は領域番号を示している．(3)式中の高次モードのエネルギースペクトル$\psi_{n,g}/\sum_g \psi_{n,g}$は全て基本モードのエネルギースペクトルに等しいと仮定した．また，高次モードは 1156 次まで考慮した．断面積や拡散係数は，非均質輸送計算コード AEGIS の結果を用いて体系全体で均質化した 7 群断面積を使用した．$r$の参照値は初期乱数を変えた 1000 回の多群モンテカルロコード GMVP の結果を統計処理して算出した．$r$の統計誤差についてはジャックナイフ法により推定した．

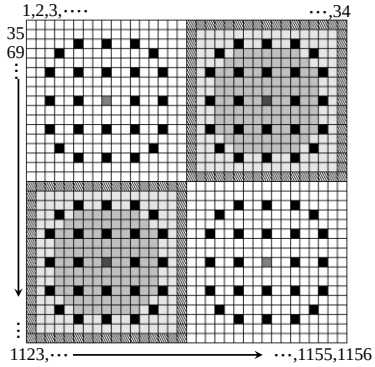



図 1　$UO_2$-MOX2×2 集合体体系
（図中の数字は Region number に対応）

**3. 結果・考察**　理論式による予測値と，GMVP により算出した参照値を比較した結果を図 2 に示す．体系端で過小評価割合の値に 0.1~.015 程度の差がみられるが，概ね一致した．空間分布の傾向も比較的よく再現することができ，提案手法の妥当性を確認することができた．体系端で差異が生じる原因については検討中である．

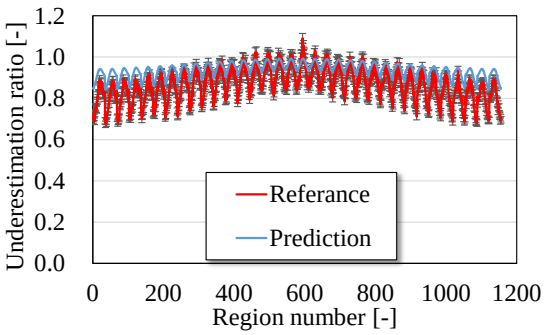



図 2　統計誤差過小評価割合

*Koji Hayashi, Tomohiro Endo, Akio Yamamoto
Nagoya University

General Meeting

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room H
Kumume City Plaza - Studio 3

**[GM2H]「炉物理部会」第45回全体会議**

[GM2H] General Meeting

General Meeting

# [GM2H] 「炉物理部会」第45回全体会議

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

## [GM2H]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

**[GM2I] 「新型炉部会」第13回全体会議**

[GM2I] General Meeting

General Meeting

## [GM2I] 「新型炉部会」第13回全体会議

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

# [GM2I]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee：Public Information Committee

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [PL2H] Way of information dissemination as AESJ Activity of Public Information Committee

Chair: Mito Sagai (CRIEPI)

[PL2H01] Summary of Current Activity and Revision of Code of Publicity and Distributing Information

*Takashi Takata[1] (1.JAEA)

---

[PL2H02] Current status and future directions of Position Statement

*Ryuichi Yamamoto[1] (1.JAEA)

広報情報委員会セッション「原子力学会としての情報発信のあり方 —広報情報委員会の活動—」

# （1）活動の概要報告と規程の見直しについて

(1) Summary of Current Activity and Revision of Code of Publicity and Distributing Information

*高田 孝[1]

[1]日本原子力研究開発機構

## 1. はじめに

原子力学会では、原子力技術に係る事例、学会のスタンス等の社会への直接的な情報伝達として、会長記者会見、プレスリリース、ポジション・ステートメントの発信を行っている。また原子力にかかる緊急時や異常発生時における情報発信として上記会長記者会見、プレスリリースに加え、異常事象解説チーム（チーム 110）等の活動を行っている。本セッションでは、2015 年度および 2016 年度上期（4～6 月）に実施したこれら情報発信の概要を報告するとともに、「広報，情報伝達に関する規程」の見直しおよびポジション・ステートメントの現状と今後の方向性について報告する。

## 2. 情報発信活動の概要報告

2015 年度では、会長記者会見 3 回（新会長記者会見、学会開催に伴う記者会見 2 回）、2016 年 1 月 12 日にリリースした「北朝鮮核実験に対する抗議声明」を含め 11 件のプレスリリースを行った。また学会会員へのメーリングリスト（ML）配信は 364 件であった。

2016 年度上期（4～6 月）では、新会長記者会見 1 件、プレスリリース 2 件、ML 配信は 26 件となっている。なお ML 配信については、2016 年 7 月 1 日以降会員限定でメールアドレス登録の更新を行い、従来約 2,300 名程度の配信人数が約 6,100 名を大幅に増加している（メール配信等の変更は学会 HP 中の会員情報変更ページを参考ください）。

## 3. 「広報，情報伝達に関する規程」の見直し

広報情報委員会活動報告として 2015 年秋の大会で行った企画セッションにおいて「広報，情報伝達に関する規程」の見直しについて報告した[1]。セッションでは「個人の扱い」、「小数意見を尊重する」ことへの難しさについて会場からご意見を頂いた。その中で特に、以下に示す第５条（社会への情報発信）４項について議論となった。

*４　会員個人，または会員有志を代表して社会へ要望書や意見書等を出す場合には，個人または有志であることを明記する。また，本会役職名の使用を**禁止する**。*

ここで文末の「禁止」に対し、規程とはいえどこまで縛りを設ける必要があるのか、また肩書きの表明には慎重さが必要である等のご意見を頂いた。広報情報委員会としても、個人の活動に制限を設けるものではなく、あくまで一般の公衆に学会全体と誤解されない配慮が重要ということで、以下の通り見直すこととした。

*４　会員個人，または会員有志を代表して社会へ要望書や意見書等を出す場合には，個人または有志であることを明記する。また，本会役職名の使用を**控える等、一般に対して誤解がないよう留意する**。*

## 4. おわりに

情報伝達手段が多様化し、より多くの情報を簡単に入手できる昨今では、情報発信のあり方（内容や発信方法）により慎重かつ柔軟な対応が求められる。広報情報委員会としては、今後も企画セッション等を通じ、一般会員を含め広く活動内容の報告、委員会としての考え方を紹介し、よりよい情報発信のあり方について議論していく予定である。

**参考文献** [1] 高田他，日本原子力学会 2015 秋の大会, BC05, 2015.

* Takashi Takata [1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

広報情報委員会セッション「原子力学会としての情報発信のあり方 —広報情報委員会の活動—」

# （2）ポジション・ステートメントの現状と今後の方向

（2）Current status and future directions of Position Statement

*山本　隆一[1]

日本原子力研究開発機構[2]

## 1．はじめに

ポジション・ステートメント（以下 PS）は米国の ANS の事例に倣い、日本原子力学会が「社会が関心を持つ原子力の平和利用に関する重要事項」について

① 学会としての見解等を分かり易く説明し、原子力技術への社会の理解向上に寄与する

② 学会員が平易に説明するためのツールを提供する

③ 学会のホームページ（以下 HP）に掲載し、学会の内外に広く公開し、学会活動の透明性を高め、社会に対するオピニオンリーダーとしての責任を果す

ことを目的として発信しているもので、平成 21 年 6 月より公開を始めた。PS は「見解」、「提言」、「解説」、「その他」の 4 区分を設定し、部会や連絡会等（以下、担当部会等；企画委員会等常設委員会も含む）からの提案を受け、広報情報委員会にてその妥当性を確認した上で、担当部会等にて作成し、PS ワーキンググループ（以下 PSWG）での審議、学会員のパブコメ、広報情報委員会での審議を経て公開している。

## 2．公開中 PS の現状

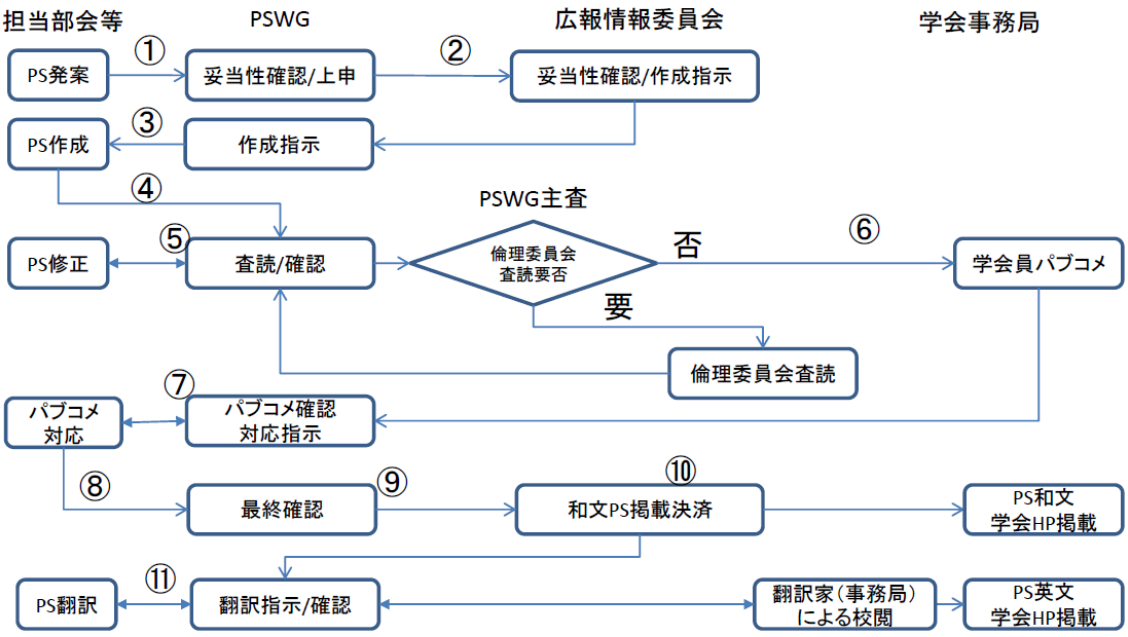
PS は当学会の和文版、英語版双方の HP[3]に掲載されている。このうち、和文版では、平成 28 年 7 月現在で 16 件を公開している。これは、以前公開されていた 21 件のうち担当部会等の判断により 5 件が記載内容見直しのため一旦取り下げとしたためである。但し、その大半が東日本大震災とそれを起因とする東電福島第一発電所の事故（以下 3.11 事故）を受けて表現等の見直しを行っている状況であり、改定が済んだものから順次差し替えている。一方、英文版については同時期に公開されていた 8 件のうち 2 件を前記の事情から一旦取り下げとし、6 件のみ公開としている。なお、英語版では準備中のものとして、タイトルのみ表示されているものが 9 件ある。和文版との件数の差は翻訳作業に入っていないものが多いことによる。

公開中 PS の区分としては「見解」が 2 件[4]、「提言」が 1 件[5]、「解説」が 11 件、「その他」が 2 件、と PS としてより意義深い「見解」「提言」を合わせても 2 割弱に止まっているのに対し、「解説」が約 7 割を占めている。なお、「その他」2 件のうち一つは学会員の姿勢に関する宣言であり、他の一件は国際シンポジウムの共同声明を国内向けに PS としたものである。

## 3．PS 作成・公開に至る過程（これまでのやり方と見直しの状況）

当学会の PS の作成から公開については、当初よりおおよそ次の図のような手順を踏むこととしている（図は最新の状態を示している）。

[1] *Ryuichi Yamamoto
[2] Japan Atomic Energy Agency
[3] 和文 URL；http://www.aesj.net/about_us/opinion_of_aesj/position_statement
英文 URL；http://www.aesj.or.jp/en/about_us/position_statement.shtml
[4] 見解は「PS001 持続可能なエネルギー開発」、「PS015 原子力産業の海外展開について」の 2 件
[5] 提言は「PS003 高レベル放射性廃棄物の地層処分」




ポジション・ステートメント作成フロー

このフローの中で、⑥の一般会員からのコメント公募については、これまで公開 HP 上でのパブコメであったことから、一般市民もアクセス可能であった。そこで、学会として未確定の PS を一般公開するリスクを避けることを目的として、AESJ-NEWS でコメント公募開始の案内をすると共に同メールに該当する Web サイトを表示することで、名実ともに会員限定のコメント募集に変更することとした（本年 6 月より施行)。また、⑪の翻訳作業については、これまで PSWG がまとめて対処することとしていたが、実績から迅速性の観点で問題が有るので、担当部会にて個別に対応してもらうことに変更した（昨年度後半施行)。

尚 PSWG には当初企画委員会、広報情報委員会及び倫理委員会より委員を派遣する他、PS を作成する部会や連絡会からも委員を選出することとしていたが、前記の様な作業、中でも⑤⑦⑨の審査をより効率的に行うことを目的として、PSWG 内に作業チームを複数設け、同時並行作業ができるようにするために、これまで委員を選出していなかった部会や連絡会からも委員を出してもらい、PSWG の委員数を増やすこととした。この結果、PSWG には、現時点でオブザーバーも含めて 20 名が参加しており、要領等の見直しチームも含めて 5 つのチームを運用できるようになった。また、倫理委員会の参画については、倫理委員長の要望も有り、代表 1 名の常時出席から PSWG 主査の判断で同委員会に適宜意見を求める仕組みに変更した。以上のような変更に伴い関連する要領等について随時見直しを行ってきている。

## 4． PS のメンテナンス

PS は学会としての意思表示であり、学会の HP 上に掲載することから、取り下げない限り、その主張をし続けることとなる。それ故に、社会情勢の変化に応じた妥当性確認と見直しが必要条件と考える。この認識は当学会でも持っており、メンテナンスも念頭にはあったが、PS 作成要領等には明示されていなかった。そういう緩い仕組みの中で、東日本大震災とそれを起因とする東電福島第一発電所の事故に伴う学会内の混乱も有って、実態としては放置されていた状況であった。そこで、PS 作成要領に定期見直しと必要のつどの随時見直しを盛り込み、適宜、改定・見直し・取り下げ等ができるようにした上で、担当部会の意見も確認しつつ、現在見直し・改定作業を進めている。

## 5． 課題と展望

以上のような状況の中で、PSWG の各委員からは

① 和文版では学会 HP 上で PS の存在に気付きにくい（英文版ではトップページ）

② PS の大半において図表が少なく、専門家でも読む気になり難い
③ 表現自体の専門性が強すぎ、学会員にも難解なものが有る
④ 現状の PS は「解説」が約 7 割を占めており、「見解」、「提言」が少ない
⑤ 提案から PS 公開まで時間が掛かり過ぎ、適時性が確保できない
⑥ 英語版 HP に掲載されている案件が 6 件（和文版の 3 割）に止まっている
といった問題が指摘されている。

これらの課題のうち、①の HP のデザイン的な課題への対応は学会の財政にも配慮しつつ随時見直し作業を行っていく予定。また②については作成者である担当部会等において一般市民との間の垣根を低くする努力をお願いすると共に、査読役である PSWG においても一般市民の受け取り方について意を払い、分りやすくするための修正提案ができるよう心掛けているところであり、徐々に改善されるものと期待している。

一方、③や④は今後とも難易度が高い課題と言える。中でも、③は原案で平易な表現を目指したものの、パブコメ対応の過程で専門用語に逆戻りした事例が有るほどで、専門家集団である学会故の深い悩みと言えるかもしれないが、失った信用を回復するためにも、誰もが理解できる表現にしていきたいという点、学会員各位においてご理解を頂きたい。また、④は 3.11 事故以後ますます難しくなったように思うが、学会としては、背を低くしているばかりではその役割は果たせないとも思うので、各部会・連絡会等には一層努力願いたいところ。

最後に⑤の適時性や⑥の翻訳についてはボランティア的活動に頼らざるを得ない当学会の限界とも言え、これと言った妙案はないのが実情。

以上のように、当学会が取り組んでいる PS 発信は非常に有意義な活動ではあるが、社会情勢の変化の中でその妥当性の確認、適時の見直しといった社会的責任が常に付きまとっていることを学会員各位に改めて認識して頂きたいと考えている。

その上で、ボランティア的活動に頼らざるを得ない当学会の限界も含めた諸課題について共通認識を持っていただき、より意義深い PS の発信に向けて議論して頂きたいと考えている。

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [2H10-13] Transient Analysis

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [2H10] Existence and Uniqueness of a Global-in-Time Solution to Time-Dependent Neutron Diffusion Equation

*Hiroki Sakamoto[1], Toshihiro Yamamoto[2] (1.TRANSNUCLEAR, LTD., 2.Kyoto University Research Reactor Institute)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [2H11] An Efficient Method of Numerical Calculation of Reactor Kinetics Equations

*Yoshihisa Tahara[1], Takanori Kameyama[1] (1.Tokai University)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [2H12] Supercritical transient analysis in light water moderated coupled small fuel debris regions using integral kinetic model and point kinetic model

*Delgersaikhan Tuya[1], Jun Nishiyama[2], Toru Obara[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [2H13] Average time profile of energy release fluctuated due to radiolytic gas void in criticality accident

*Yuichi Yamane[1] (1.JAEA)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# 時間依存中性子拡散方程式の時間大域解の存在と一意性

Existence and Uniqueness of a Global-in-Time Solution
to Time-Dependent Neutron Diffusion Equation

*坂本　浩紀[1]，山本　俊弘[2]
[1]トランスニュークリア 株式会社　[2]京都大学原子炉実験所

遅発中性子先行核を無視した時間依存中性子拡散方程式の解の一意性について述べる。

**キーワード：**遅発中性子先行核、時間依存中性子拡散方程式、時間大域解、一意性

## 1. 緒言

遅発中性子先行核を考慮した時間依存中性子拡散方程式は時間 $0 \le t \le T$ に対して次式で与えられる。

$$\begin{aligned}\frac{1}{\wp(E)}\frac{\partial}{\partial t}\phi(x,E,t) &= \{\nabla\cdot D(x,E,t)\nabla - \Sigma_t(x,E,t)\}\phi(x,E,t)\\ &+\int_{E_{min}}^{E_{max}} dE'\{\Sigma_s(x,E'\to E,t)+(1-\beta)\chi(E)\nu\Sigma_f(x,E',t)\}\phi(x,E',t)\\ &+\sum_{j=1}^{J}\left\{\chi_{dj}(E)\lambda_j C_{j0}\mathrm{e}^{-\lambda_j t}\right.\\ &\left.+\lambda_j\beta_j(E)\chi_{dj}(E)\int_0^t ds e^{-\lambda_j(t-s)}\int_{E_{min}}^{E_{max}} dE'\nu\Sigma_f(x,E',s)\phi(x,E',s)\right\}\\ &+Q(x,E,t)\end{aligned} \tag{1.1}$$

$$\phi(x,E,t)|_{t=0} = \phi_0(x,E)$$
$$\phi(x,E,t)|_{\partial\Omega} = 0$$

(1.1)の拡散方程式の右辺の第3項と第4項を $Q_d$ とおく。内積、$L^2$ ノルムおよび双線型形式を定義する。

$$(u,v) = \int_{E_{min}}^{E_{max}}\int_\Omega uvdVdE$$
$$||u||_{L^2} = (u,u)^{1/2}$$
$$\begin{aligned}a(u,v) &= (D\nabla u,\nabla v)+(\Sigma_t u,v)\\ &-\left\{\left(\int_{E_{min}}^{E_{max}}\Sigma_s(E'\to E)u(E')\,dE',v\right)\right\}-(1-\beta)\left\{\left(\chi(E)\int_{E_{min}}^{E_{max}}\nu\Sigma_f(E')u(E')dE',v\right)\right\}\end{aligned}$$

また、双線型形式が楕円的、もしくは強圧的、すなわち、$a(\phi,\phi)\ge\gamma||\phi||_{L^2}^2$ となるような $\gamma>0$ が存在すると仮定する。さらに、すべての $v\in W_0^1(\Omega)$（$W_0^{1,2}(\Omega)$ はソボレフ空間で、この空間のノルム $||v||_{W_0^{1,2}(\Omega)} = \left(\int_\Omega(|u|^2+|\nabla u|^2)d\Omega\right)^{1/2}$）に対して

$$\begin{aligned}\left(\frac{1}{\wp}\frac{\partial}{\partial t}\phi,v\right)+a(\phi,\wp) &= (Q_d,v)\\ (\phi(x,E,t),v)|_{t=0} &= (\phi_0,v)\end{aligned} \tag{1.2}$$

となるような(1.1)の弱形式から $\phi(x,E,t)$ を見つける問題を考える。

## 2. 時間大域解の存在と一意性

**定理 2.1**　$\beta=0$ とし、$\phi(x,E,t)$ を(1.2)の解とする。そのとき、$\phi(x,E,t)$ は、ある正定数 $C_1$，$C_2$ が存在して

$$||\phi||_{L^2}^2 \le e^{C_1 t}||\phi_0||_{L^2}^2 + C_2\int_0^t e^{C_1(t-s)}||Q||_{L^2}^2 ds \tag{2.1}$$

を満足する。

不等式(2.1)から時間大域解が、$L^2$ ノルムで初期条件および線源により上から評価でき有界であることがわかる。もし、$\phi_0 = Q = 0$ ならば、(1.2)の弱形式は唯一の自明解があることが導ける。このようにして、定理 2.1 は(1.2)に対する解の一意性を示すことができる。

$\beta\neq0$ の場合、ある核分裂中性子は直ぐには放出されないが、ある時間遅延で放出される。この場合、解は初期条件と線源項はもちろん中性子束の既往歴に依存する。

## 3. 今後の課題

$\beta\neq0$ の場合、(1.1)の大域解の存在と一意性の証明は可能と思われるが、これを証明することである。

*Hiroki Sakamoto[1], Toshihiro Yamamoto[2]
[1]TRANSNUCLEAR, LTD., [2]Kyoto University Research Reactor Institute

# 動特性方程式の効率的な数値解法

An Efficient Method of Numerical Calculation of Reactor Kinetics Equations

東海大学　　*田原義壽、　　亀山高範

完全陰解法で生じる計算時間幅の二乗以上の項による誤差を消去する簡便な方法を取り入れ、即発臨界以上のステップ状の反応度添加に対しても解析解と一致することを確認した。しかし、原子炉動特性方程式には、約$10^{-7}$~$10^{-5}$秒の中性子寿命と、秒オーダーに対応する遅発中性子崩壊定数が含まれるため、数値計算でタイムステップ幅を大きくとることに困難を生じる（Stiffness 問題）。この問題を解決するため、簡易的手法により計算精度を維持しながらタイムステップ幅を大きくとれる計算法を考案し解析解との一致を確認した。

**キーワード**：原子炉動特性、中性子密度、中性子先行核密度、反応度、Stiffness

## １．はじめに

先の発表[1]では、タイムステップ幅（Δt）を固定したとき動特性方程式には、$nW(\omega);W(\omega)=e^{\Delta t\omega}-\{1+(\Delta t\omega)\}$なる補正が必要であることを示した。本検討では、この補正により動特性方程式の差分化の誤差を除去できること、さらに数値積分に有効であることを確認した。しかし、Stiffness の問題から時間幅を大きくとることはできない。炉心計算への適用性からはΔt を大きくとれる効率的な計算法が望まれる。このため、簡易的手法により精度を確保しつつもΔt を大きくとれる数値計算手法について検討した。

## ２．動特性方程式の差分化

動特性方程式を$n(t)=n_0e^{\omega_n t}$，$S(t)=\sum\lambda_iC_i(t)=\alpha e^{\omega_c t}$と仮定してタイムステップ幅で積分し、式(1)，(2)を得た。

$$n(\Delta t)=\frac{\alpha\Lambda}{\Lambda\omega_c-(\rho-\beta_{eff})}\left(e^{\omega_c\Delta t}-e^{\frac{\rho-\beta_{eff}}{\Lambda}\Delta t}\right)+n_0e^{\frac{\rho-\beta_{eff}}{\Lambda}\Delta t}\quad(1),\qquad C_i(\Delta t)=\frac{\beta_{i,eff}}{\Lambda}\frac{n_0}{\omega_n+\lambda_i}\left(e^{\omega_n\Delta t}-e^{-\lambda_i\Delta t}\right)+C_{i,0}e^{-\lambda_i\Delta t}\quad(2)$$

式(1)の中性子密度の式の係数には、1/Λ の項がないので Stiffness が緩和されているが、式(2)には残っている。そこで、遅発中性子先行核濃度の式に Stiffness Confinement Method[2, 3]を適用し積分することにより、係数に1/Λ を含まない下式を得た。

$$C_i(\Delta t)=\frac{\beta_{i,eff}}{\Lambda\omega_n-(\rho-\beta_{eff})}\frac{\alpha}{\omega_n+\lambda_i}\left(e^{\omega_c\Delta t}-e^{-\lambda_i\Delta t}\right)+C_{i,0}e^{-\lambda_i\Delta t}\quad(3)$$

これらを組み合わせた二つの手法：式(1)と式(2)を用いた“手法１”と、式(1)と式(3)を用いた“手法2”を考えその特性を比較検討した。$\omega_c$, $\omega_n$ は$n$ と$C_i$ の連立方程式がタイムステップ幅内で成立する Self-consistent $\omega$ として、式(4)を用いて繰り返し計算により求めた。ただし、$n'$ および$S'$ はΔt 経過後の値を表す。

$$\omega_n=\left[\ell n(n')-\ell n(n)\right]/\Delta t,\qquad \omega_c=\left[\ell n(S')-\ell n(S)\right]/\Delta t\quad(4)$$

## ３．計算精度とタイムステップ幅の評価

熱炉及び高速炉にステップ状の反応度を加えた場合の中性子密度の計算値と解析解の比較を表1、2に示すが、同じΔt 幅では、手法１，２は熱炉、高速炉に対して同程度の精度であった。しかし、計算可能なタイムステップ幅は、“手法１”で約$10^3\Lambda$までであるが、“手法2”では約$10^4\Lambda$までと10倍大きく取ることができた。

表１　熱炉　ρ=0.008,　Δt=0.01(s),　Λ=2×10⁻⁵(s)

| 時間(s) | 解析解 | 手法１ | 手法２ |
|---|---|---|---|
| 0.01 | 6.20285 | 6.20646 | 6.20459 |
| 0.1 | 1410.42 | 1412.10 | 1407.65 |
| 1.0 | $6.16333\times10^{23}$ | $6.17083\times10^{23}$ | $6.14980\times10^{23}$ |

表２　高速炉　ρ=0.005,　Δt=0.001(s),　Λ=4×10⁻⁷(s)

| 時間(s) | 解析解 | 手法１ | 手法２ |
|---|---|---|---|
| 0.001 | 40.9571 | 40.9753 | 40.9546 |
| 0.01 | $3.08842\times10^{9}$ | $3.09443\times10^{9}$ | $3.08697\times10^{9}$ |
| 0.1 | $5.52581\times10^{87}$ | $5.53656\times10^{87}$ | $5.52321\times10^{87}$ |

上記表中の時間は反応度添加後の経過時間であり、中性子密度は初期値との比である。なお、解析の詳細及びランプ状反応度添加に対する検討結果については当日報告する。

**参考文献** [1]2016 年春の学会 1O-05, [2]W.M. Stacey, Nuclear Reactor Physics, [3] Y. A. Chao, Nucl. Sci. Eng.,90, 40-46 (1985)

*Yoshihisa Tahara and Takanori Kameyama, Tokai Univ.

# Supercritical transient analysis in light water moderated coupled small fuel debris regions using integral kinetic model and point kinetic model

*Tuya Delgersaikhan[1], Jun Nishiyama[2], and Toru Obara[2]

[1]Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology

[2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology

Supercritical transient analyses were performed in symmetric and asymmetric systems of light water moderated coupled small fuel debris regions using the integral kinetic model (IKM) and the point kinetic model (PKM). The obtained quantities included fission rate, released energy, and temperature in whole system by the PKM. The same quantities were obtained for each region by the IKM. The result showed the PKM gives more conservative results than the IKM in asymmetric systems.

**Keywords:** criticality accident, Fukushima Daiichi, coupled fuel debris, integral kinetic model, point kinetic model

## 1. Introduction

Evaluation of possible re-criticality accident in the damaged cores of the Fukushima Daiichi nuclear power station necessitates a transient kinetic analysis. As the current condition of damaged core is unknown, we performed the supercritical transient analysis in coupled small fuel debris region of simple symmetric and asymmetric geometry using the IKM and PKM.

## 2. Methodology

### 2-1. Description of coupled fuel debris system

Symmetric and asymmetric systems were considered. Symmetric system consisted of two spheres of the same size located at certain distances inside the light water while asymmetric system consisted of two different sized spheres. Each sphere further consisted of 6-mm-radius spherical $UO_2$ particles inside a light water. The packing fraction of each sphere was 0.25. Enrichment of $^{235}U$ was 5 wt%. The size of the sphere was decided such that each sphere (i.e., Unit-1 and Unit-2) is critical on its own in case of symmetric systems, while in asymmetric systems the size of larger sphere (i.e., Unit-1) corresponded to a critical size. Thus, in both symmetric and asymmetric systems the excess reactivity was provided by the coupling between two spheres. Furthermore, in both systems a various distances between the two spheres were considered to obtain various coupling and excess reactivity.

### 2-1. Analysis method

The IKM describes time- and region-dependent quantities (e.g., fission rate) in coupled system of arbitrary geometry [1]. On the other hand, the PKM describes time-dependent quantities in a whole region. When compared against the PKM, the IKM is advantageous because of treatment of region-dependency, while it is disadvantageous due to its more complexity. In both models, we considered Doppler feedback. The kinetic parameters used in the IKM were obtained with continuous energy Monte Carlo code MVP2.0 [2] while the neutron lifetime used in the PKM was obtained by the SRAC code [3].

## 3. Results and conclusion

In each system, as the distance between two spheres increased, the coupling and excess reactivity decreased leading to smaller energy release. In case of asymmetric system, as the coupling decreased, the power ratio between two spheres increased. In general, it was found that the PKM gives more conservative results than the IKM in asymmetric systems while it gives closer results to the IKM in symmetric systems. As for the fission rate (e.g., power profile), an example of first power spike obtained by the IKM and PKM in asymmetric system of 5 cm distance is shown in Fig.1. As shown, the fission rate in Unit-2 by the IKM is much lower than that in Unit-1 due to smaller size and weak coupling.

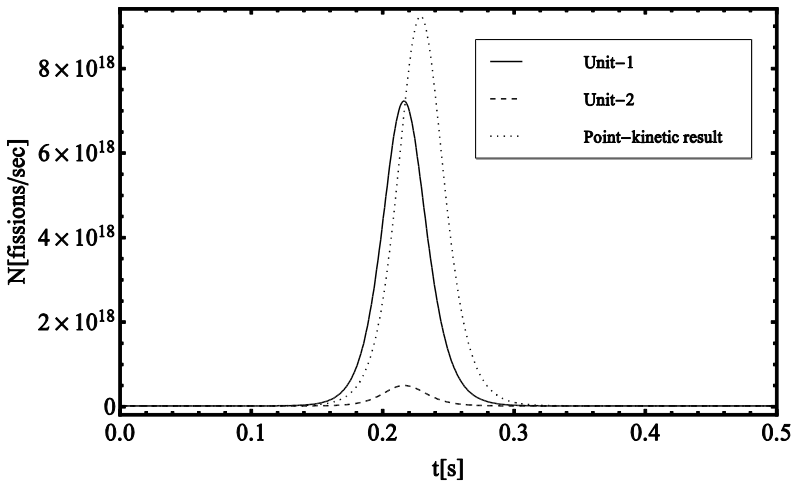



Figure 1. First power spike in asymmetric system of 5 cm distance

**References**

[1] H. Takezawa and T. Obara, 2012. New Approach to Space-Dependent Kinetic Analysis by the Integral Kinetic Model, *Nuclear Science and Engineering*, Vol. 171, pp.1-12.

[2] Y. Nagaya et al, 2005. MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculation Based on Continuous Energy and Multigroup Method, *JAERI-1348*.

[3] K. Okumura et al, 2007. SRAC2006: A comprehensive neutronics calculation code system. *JAEA-DATA/CODE—2007-004. JAEA.*

# 放射線分解ガスボイドによって揺らぐ臨界事故時放出エネルギーの平均的挙動

Average time profile of energy release fluctuated due to radiolytic gas void in criticality accident

*山根祐一
原子力機構

核燃料溶液の臨界事故で放射線分解ガスボイドによる激しい出力振動が生じる場合を対象とし、事故発生後の経過時間とその時刻までに添加された反応度などの関数として、核分裂により生じるエネルギーを表す式を、準定常法に基づいて導出した。実験値及び準定常法で得られたデータと比較し、実験値をよく再現することを確認した。

**キーワード：臨界事故、エネルギー、放射線分解ガスボイド、準定常法、定率反応度添加**

**1. 緒言**　溶液の誤移送等により沸騰に至る臨界事故では、沸騰までに放射線分解ガスボイドによる激しい出力振動が生じうることが、仏国の CRAC 実験[1]のデータにより示されている。臨界事故への対応策の検討においては、事故後の経過時間における出力と核分裂数（エネルギー）の情報が重要であるが、このような激しい出力振動を解析的もしくは数値的に再現して詳細に考慮することは困難である。しかし平均的な出力の挙動やエネルギーが簡単に精度良く評価できれば、対応策の検討や公衆の被ばく評価には十分役に立つ。そこで平均的な出力挙動を数値計算で評価する準定常法[2] [3]の考え方に基づいて、エネルギーが満たすべき方程式を導き、その解析解を求めた。この成果は臨界によるリスク評価を効率よく行う手法の開発に資する。以下では、エネルギーの単位[J]で議論するが、核分裂あたりのエネルギーは約 200MeV であり、この関係（$3.2\times10^{-11}$ J/fission）を用いればエネルギーは容易に核分裂数に換算できる。

**2. 方程式の導出**　反応度$\rho$（$=rt$）[$]は一定の割合 $r$[$/s]で添加され、反応度フィードバックについては温度上昇$\Delta T$[℃]と放射線分解ガス及び沸騰によるボイドの割合（ボイド率）$f$[%]を考慮する。ここでは核燃料から容器等への熱の移動は無視できるものとする。準定常法では、添加反応度とフィードバック反応度が常にバランスする（$\rho-\alpha_T\cdot\Delta T-\alpha_f\cdot f=0$）。出力 Q[W]はボイド率の関数として $f(1-f)=aQ$ を満たす。ここで、$\alpha_T$[$/℃], $\alpha_f$[$/%]は反応度温度係数及びボイド係数、$a$[1/W]は溶液のウラン濃度、硝酸濃度等で決まる定数である。これらの式を連立させてエネルギー$E=\Delta T/K$(K[℃/J] : 熱容量の逆数)を用いると、臨界時から反応度添加終了までの時刻 t[s]の時点までに放出された核分裂エネルギー $E$[J]は以下のように表される。

$$E=\frac{1}{K}\left[\frac{r}{\alpha_T}t-\frac{\alpha_f}{\alpha_T}\left(\frac{1}{2}-\frac{1}{A}\frac{1+B\exp\left(-\frac{2}{A}\lambda t\right)}{1-B\exp\left(-\frac{2}{A}\lambda t\right)}\right)\right]$$

$$A=\frac{1}{\sqrt{\frac{1}{4}-\frac{1}{b}}},\qquad b=\frac{\alpha_T}{r}\frac{K}{a},\qquad B=\frac{A-2}{A+2},$$

$$\lambda=\frac{\alpha_T}{\alpha_f}\frac{K}{a}.\qquad \cdots \text{式 1.}$$

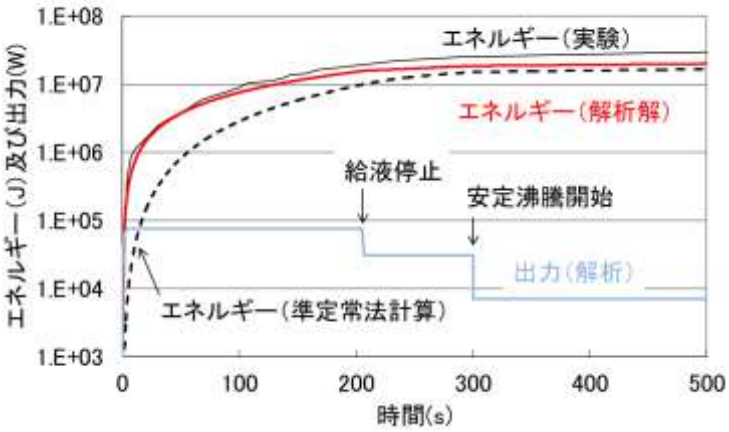



図１：エネルギーの解析解及び実験値と数値計算結果の比較

反応度添加終了から安定的沸騰の開始までの出力は沸点と初期温度の差$\Delta T_b$[℃]を用いて $Q=f_s(1-f_s),\qquad f_s=\left(\rho-\alpha_T\cdot\Delta T_b\right)/\alpha_f$ で表される。安定沸騰開始後は$Q=7.96fV$ [3]を用いた。

**３．計算結果**　CRAC の実験 No.16（給液により沸騰に至る過渡臨界実験）[1]のデータに式１を適用して、エネルギーの挙動を求めた。実験データ及び準定常法[3]による数値計算結果と比較したところ、図１に示すように、式１によるエネルギー（解析解）の値は、準定常法による計算結果に比べて実験データをよく再現している。

**参考文献**　[1] Barbry FY., et al., Rapport S.E.E.S.N.C. No. 116 (1973). [2] Schulenberg T, et al., Int. J. Multiphase Flow, 12[5], 759 (1986). [3]Nakajima K. et al., JNSTVol.39(11)p.1162(2002).

*Yuichi Yamane
Japan Atomic Energy Agency.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 8, 2016 3:50 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [2H14-18] Criticality Management 1

Chair: Jun Nishiyama (Tokyo Tech)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2H14] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(19)policy of critilcality control

*Makoto Nakano[1,2], Yasuhiro Harada[1,2], Yamato Hayashi[1,3], Hiromi Maruyama[1,4] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 3.Toshiba Corporation Energy Systems & Solutions Company, 4.Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2H15] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(20)Evaluation of OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase III-C using Core design code

*Takashi Yoshii[1], Yousuke Miki[1], Yasuhiro Harada[2,3], Takuya Umano[2,4], Kazuya Ishii[2,5], Kenya Suyama[2,6] (1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 4.TOSHIBA CORPORATION, 5.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 6.Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2H16] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(21)Criticality accident analysis for the core water filling

*yamato hayashi[1,2], takuya umano[1,2], yutaka takeuchi[1,2], makoto nakano[1,3], satoshi takeo[1,4] (1.IRID, 2.TOSHIBA, 3.Mitsubishi Heavy Industries, 4.HITACHI-GE)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2H17] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(22)Detection of approach to criticality by reactor noize analysis and period measurement

*Shigeto Kikuchi[1,2], Satoshi Wada[1,2], Yamato Hayashi[1,2] (1.IRID, 2.Toshiba)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2H18] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(23)Criticality detection using virtual neutron capture method

*Takeshi Mitsuyasu[1,2], Tetsushi Hino[1,2], Hiromi Maruyama[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

# 燃料デブリの臨界管理技術の開発
# (19)臨界管理方針

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(19) Policy of Criticality Control

*中野　誠[1]　原田　康弘[1]　林　大和[2]　丸山　博見[3]
[1] IRID(三菱重工)　[2] IRID(東芝)　[3] IRID(日立GE)

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機内の燃料デブリ取り出しに向けて臨界管理技術の開発を進めている。本稿では最新情報に基づく臨界評価の見直しと、デブリ取り出し時の臨界管理手法について検討結果を報告する。

**キーワード：福島第一原子力発電所事故、溶融燃料、デブリ、臨界安全、中性子吸収材**

## １．緒言

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機内の燃料デブリは各種の測定結果から未臨界状態にあると推定されるが、今後のデブリ取り出しに向けてデブリの状態が変化する場合にも適切に臨界を防止するため、臨界評価、臨界監視技術及び臨界防止技術の開発を進めている。取り出しまでの各工程において想定される状況に応じて適切な技術を組み合わせて臨界管理方法を構築していくが、本稿では、炉内状況推定などの新たに得られた情報に基づき臨界リスクを見直すとともに、デブリ取り出しまでの各工程での臨界管理手法について検討結果を報告する。

## ２．最新情報を反映した臨界シナリオ・リスク評価

臨界管理方法を検討するベースとなる臨界シナリオ及びリスク評価について、事故進展解析やデブリ性状把握などの最新情報に基づいて見直した。これまでに評価したシナリオを大きく見直す必要はなく、検討中の臨界管理方法は有効であると考えられた。なお、炉内残存燃料の臨界リスクをより精緻に評価するため、事故前の燃料の 3 次元組成分布や、宇宙線ミュオンを用いたデブリ分布推定結果に基づき、炉内の残存燃料の臨界リスクとして、未臨界が維持される範囲を評価した（図１）。

## ３．各工程での臨界管理方針

デブリ取り出しまでの各工程で臨界を防止するとともに、万一再臨界が生じた場合にも一般公衆および作業員に過度の被ばくを防止する管理方法について検討した。これまでに格納容器(PCV)水張り時について、ペデスタル上あるいは圧力容器(RPV)下部ヘッドの燃料デブリの水没時を検討したが、新たに炉心部の残存燃料について検討し、これまでの検討と同様に、ホウ酸水を使用せず純水で水位上昇を行った場合でも、水位上昇速度を 1cm/hr 程度に抑制することで、万一臨界となっても過度の被ばくを防止できることを確認した。

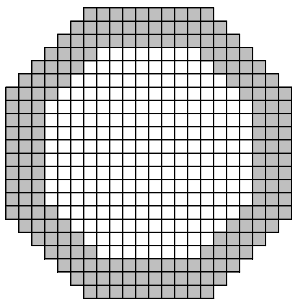
また、デブリ取り出し時に臨界防止(PS)と臨界時影響緩和(MS)の組み合わせによる管理方法を検討した(表 1)。この考え方に基づき、デブリ取り出し設備への要求及び事故・異常事象時の対応について検討した。

## ４．結果・考察

今後、臨界監視技術、臨界防止技術の開発を進め、デブリ取り出し時の臨界管理方法を確立し、現在検討中の工法毎の臨界管理方法を確立し、2017 年夏に予定されているデブリ取り出し方針決定に資する。

表１　デブリ取り出し時臨界管理方法

| | |
|---|---|
| 主な臨界ｼﾅﾘｵ | ・ﾃﾞﾌﾞﾘ掘削等に伴う水侵入 |
| 臨界監視 | ・ﾃﾞﾌﾞﾘ近傍の中性子検出器による臨界近接監視<br>・ｶﾞｽｻﾝﾌﾟﾘﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ系 FP ｶﾞｽ γ 線計測による再臨界検知 |
| 臨界防止(PS) | ・非溶解性/溶解性中性子吸収材による臨界防止<br>・臨界近接を検知した場合に取り出し作業中止 |
| 臨界時影響緩和(MS) | ・臨界を検知し、中性子吸収材投入での臨界を終息させ、過剰被ばくを防止 |



炉心部の水平方向の燃料集合体配置図。ミュオン透過法測定結果から 1mｻｲｽﾞの燃料が残存していないことを踏まえ、事故前の詳細燃料組成に基づき評価。中心から燃料溶融が生じていると想定、外側に残存燃料（塗りつぶし部）が 3 層残っている体系までは臨界が生じない。

**図1　1号機残存燃料 未臨界が維持される範囲**

**謝辞**
本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

Makoto NAKANO[1]　Yasuhiro Harada[1]　Yamato HAYASHI[2]　Hiromi MARUYAMA[3]
[1] IRID(Mitsubishi Heavy Industries,Ltd.), [2] IRID(TOSHIBA Corporation ), [3] IRID(Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

# 燃料デブリの臨界管理技術の開発
# (20) 炉心管理コードによる OECD/NEA 燃焼計算ベンチマーク"PhaseIII-C"評価

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(20) Evaluation of OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase III-C using Core design code

*吉井貴[1]，三木陽介[1]，原田康弘[2]，馬野琢也[3]，石井一弥[4]，須山賢也[5]

[1]テプコシステムズ，[2]IRID（三菱重工），[3]IRID（東芝），[4]IRID（日立 GE），[5]IRID（JAEA）

炉心管理コード(CASMO-4)を用いて OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase III-C[1](以下、Phase3C)を評価し、CASMO-4 で得られた組成データとベンチマークに参加した他コードで得られた組成データを比較し、福島第一原子力発電所損傷燃料の臨界評価への適用性を確認した。

**キーワード：**福島第一原子力発電所事故、臨界安全、燃焼計算、ベンチマーク、CASMO-4

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機では、一部の燃料について燃料棒の形状を維持した状態で圧力容器内に残存している可能性がある。このような損傷燃料の現実的な臨界評価を行う目的で、燃焼履歴を考慮した、燃料ピン毎の詳細な燃料組成データを、炉心管理コード CASMO-4/SIMULATE-3 により算出することを想定している。損傷燃料の臨界評価では、主要な重核種および燃料棒内にその存在が期待される FP 核種の原子個数密度を評価に用いることを予定しており、CASMO-4/SIMULATE-3 による核種毎の評価精度を確認する必要性が生じた。本稿では CASMO-4 を Phase3C に適用し、得られた重核種および FP 核種の原子個数密度を他コード評価結果と比較することで、CASMO-4 で得られた原子個数密度を臨界評価に適用可能であることを示す。

## 2. 評価

CASMO-4 評価結果と Phase3C に参加した他コード評価結果平均値の比較例を図 1 に示す。比較の結果 CASMO-4 で評価された核種毎の原子個数密度は燃焼の進んだ燃料の長期冷却後の Gd-155 を除いて、他コード評価結果平均値と概ね一致した。Gd-155 原子個数密度は過大評価となったが、これは先行核種である Eu-155 の吸収断面積が適切でないため、燃焼の進んだ燃料では Eu-155 原子個数密度を過大評価することが原因である。Gd-155 原子個数密度の過大評価に対しては、臨界評価において Gd-155 の中性子吸収効果が過大とならないように、Gd-155 原子個数密度に係数を乗じて補正した。

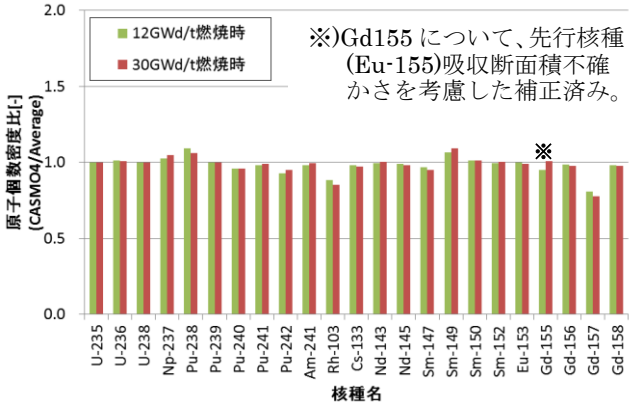



図 1　原子個数密度比較結果(原子炉停止後 5 年時点)

## 3. 結論

CASMO-4 で評価した核種毎の原子個数密度は、Phase3C に参加した他コード評価結果平均値と同程度であり、福島第一原子力発電所損傷燃料の臨界評価に適用可能である。

## 謝辞

本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

## 参考文献

[1] OECD/NEA「Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase III-C (NEA/NSC/R(2015)6)」March 2016

*Takashi Yoshii[1], Yousuke Miki[1], Yasuhiro Harada[2], Takuya Umano[3], Kazuya Ishii[4], Kenya Suyama[5]

[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]IRID(Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.), [3]IRID(TOSHIBA CORPORATION),

[4]IRID(Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.), [5]IRID(Japan Atomic Energy Agency)

# 燃料デブリの臨界管理技術の開発

## （21）炉心部水張り時の臨界挙動評価

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(21) Criticality accident analysis for the core water filling

*林　大和[1]，馬野　琢也[1]，武内　豊[1]，中野　誠[2]，竹生　諭司[3]
[1]IRID（東芝），[2]IRID（三菱重工），[3]IRID（日立 GE）

燃料デブリ取り出しに向けた PCV 冠水作業が検討されている。炉心部に燃料が残存する場合、冠水によって臨界になる可能性があるため、臨界事故時の被ばく影響を解析コードで評価した。残存燃料が約 380 体以下であれば、水位上昇時に臨界になったとしても過剰な被ばく影響とはならない見通しが得られた。

**キーワード：**福島第一原子力発電所事故，臨界安全，臨界事故解析，PORCAS-F

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所において燃料デブリが臨界になる場合の被ばく影響を評価するために，臨界挙動解析コード *PORCAS-F*[1] の整備を進めてきた。PCV 上部における炉心部の残存燃料を対象として、水位上昇による臨界時の挙動評価を実施した（図 1）。

### 2. 解析方法

2 号機を対象として気中に露出した状態で炉心部に残存燃料があり、制御棒は燃料より先に溶け落ちた状態を仮定した。*MVP*[2] コードを用いて臨界となる水位を求め、水位反応度係数、水密度反応度係数、ドップラー反応度係数を評価した。これらをデブリ臨界挙動解析コード *PORCAS-F*[1] にインプットして、水位上昇速度 1(cm/h)で臨界になった場合の挙動を解析した。核分裂によって発生する Kr88 の濃度が自発核分裂に相当する初期値の 100 倍になる時点を臨界発生時点とする。FP ガスモニタによる臨界検知遅れを 1 時間と仮定し、臨界検知 10 分後にホウ酸水注入を開始するモデルとする。臨界収束時点までの被ばく量を評価する。

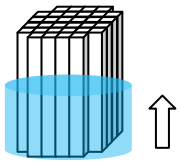


図 1 水位上昇イメージ

地震停止時点における燃料組成について、プラント運転履歴データに基づく追跡計算によって、燃料棒 1 本毎に軸方向 24 ノード分割された単位で求めた。一部の燃料に含まれる Gd の残存量も考慮した（詳細組成）。一方、燃料集合体単位で平均化された燃料組成も使用したが、こちらでは Gd を考慮していない（簡易組成）。

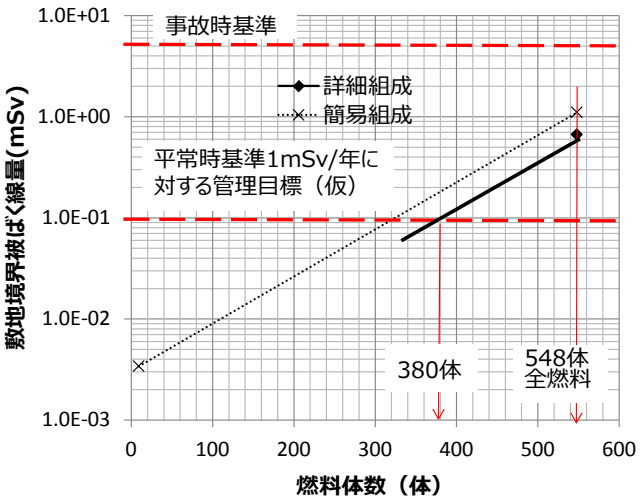



図 2 燃料体数による被ばく影響の解析結果

### 3. 解析結果

詳細組成に基づく解析の結果、2 号機の炉心部において臨界発生のリスクが懸念されるのは、残存燃料が 5×5 配置の 25 体以上の場合と評価された。簡易組成と詳細組成に基づく解析の結果、残存燃料が約 380 体以下であれば、敷地境界公衆被ばく線量は 0.1(mSv)以下となる結果が得られた（図 2）。

### 4. 結論

純水による PCV 冠水作業に先立ち、炉内の残存燃料の概数を事前に把握することによって、臨界になったとしても過剰な被ばく影響は生じない見通しを得られることがわかった。

**謝辞**　本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

**参考文献**

[1] 武内、丸山、中野他、日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集 A39 (2015)　[2] Y.Nagaya, et al, JAERI 1348(2005)

*Yamato Hayashi[1], Takuya Umano[1], Yutaka Takeuchi[1], Makoto Nakanoi[2] and Satoshi Takeo[3]
[1]IRID(TOSHIBA), [2]IRID(Mitsubishi Heavy Industries ), [3]IRID(HITACHI-GE)

本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

# 燃料デブリの臨界管理技術の開発
# (22)炉雑音法とペリオド法による臨界近接検知

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(22) Detection of approach to criticality by reactor noise analysis and period measurement

*菊池 茂人[1]，和田 怜志[1]，林 大和[1]
[1]IRID（東芝）

福島第一原子力発電所の燃料デブリは現状未臨界と推定されるが、デブリ取り出し作業により中性子増倍率 k が増加する可能性があるため、中性子計測を基に臨界近接を検知し、臨界安全を確保する。
**キーワード：** 福島，デブリ，臨界安全、炉雑音法、ファインマンα、ペリオド法

## 1. 緒言

デブリ取り出し作業における臨界安全管理のために、臨界近接を検知する方法の開発を進めている。炉雑音法に基づき中性子増倍率を測定し、中性子計数率による連続監視を行い、予め定めた中性子増倍率の管理値を超過したら警報を発する。また、増倍率が急激に増加した場合には、ペリオド（計数率の時間変化率）測定値から臨界に到達するまでの時間を予測し、臨界に近づいた場合に警報を発する。

## 2.臨界近接検知の方法

### 2-1. 炉雑音法

組成が不明のデブリに対して中性子増倍率を測定する手法として、ファインマンα法などの炉雑音法が有望である。

デブリ近傍では高ガンマ線により中性子検出器の感度が低下するため、炉雑音法の測定時間が長くなる。*MVP*[1] コードを用いてデブリと中性子検出器を模擬したシミュレーションを行い、自発核分裂による中性子発生率が高い場合に Y 値（計数率の分散／計数率の平均値比）のバラつきが大きくなる結果が得られた。図 1 では keff=0.92 のデブリを対象として、中性子発生率が標準のケース（下段）と 1/10 倍のケース（上段）を比較して示す。Y 値のバラつきを低減するためには測定時間を長くする必要がある。このようにデブリでは炉雑音法の測定時間が長くなると予測されるため、デブリ取り出し作業開始前に炉雑音法により中性子増倍率 k を測定し、測定値を基準値として中性子計数率を監視することによりデブリ取り出し作業中の中性子増倍率を連続的に監視することとした。

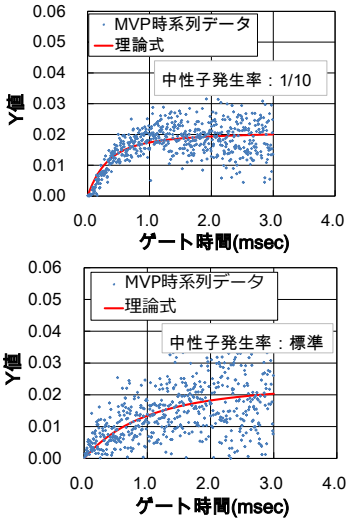


図 1 中性子発生率と Y 値の関係

### 2-2.ペリオド法

デブリの状態が連続的かつ急激に変化して臨界近接する事象に対しては、応答の速いペリオドを用いて監視することが有効である。また、ペリオドは、臨界に到達するまでの時間の目安になるため、臨界近接検知の手段として有効である。ペリオドは一点炉式を基に(1)式のように表され、中性子増倍率 k と k の増加率αの関数となる（(2)式）。α とその時点の k が分かると、臨界になるまでの時間を(1)式と同じ式で計算できる。これは、k がその後も継続して増加した場合に、ペリオド測定値と臨界になるまでの時間が一致することを示す。図 2 に、増倍率が 0.7 から 0.99 まで 100 秒間で増加したときの増倍率とペリオドとの関係を示した。①(1)式の結果（ペリオド 0 群）が遅発中性子 6 群モデルの結果と一致することから(1)式が妥当であること、②各時点のペリオドが臨界までの時間に一致することが分かる（時刻 40 秒では臨界までの時間（約 60 秒(=100 -40)）とペリオド（約 60 秒）が一致）。

$$T = \frac{1}{\alpha}\left(1 - k_{eff}\right) \quad \text{---(1)} \qquad \alpha = \frac{dk_{eff}}{dt} \quad \text{---(2)}$$

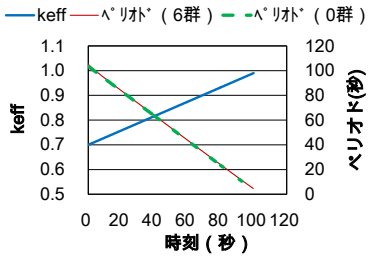


図 2 増倍率とペリオドとの関係

## 3. 結論

炉雑音法とペリオド法を組み合わせて燃料デブリ取り出し時の臨界近接を検知する手法を策定した。

**謝辞** 本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

**参考文献**

[1] Y.Nagaya, et al, JAERI 1348(2005)

*Shigeto Kikuchi[1], Satoshi Wada[1] and Yamato Hayashi[1]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning (TOSHIBA Corporation)
本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

# 燃料デブリの臨界管理技術の開発
# （23）仮想中性子捕獲法を用いた臨界検知

Criticality Control Technique Development for Fukushima Daiichi Fuel Debris

(23) Criticality Detection Using Virtual Neutron Capture Method

*光安　岳[1]，日野　哲士[1]，丸山　博見[1]

[1]IRID(日立 GE)

燃料デブリ取り出し時の臨界管理への適用のため、炉内臨界近接検知システム構成を検討し、中性子増倍率推定法として仮想中性子捕獲法を開発した。手法誤差を評価することで、デブリ取り出し作業時の安全制限値と作業制限値を設定し、臨界近接時には安全を確保する方法を策定した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所事故，溶融燃料，デブリ，臨界管理，未臨界，仮想中性子捕獲法

## 1. 緒言

燃料デブリ取り出し作業時の臨界管理に適した臨界検知手法を開発しており、これまで臨界検知手法として仮想中性子捕獲法を開発した。デブリ表面近傍の部分的なサンプリング情報と解析を活用して、中性子計数率と解析値から未臨界度を推定する本手法を用いたシステム概念および誤差評価について報告する。

## 2. 炉内臨界近接検知システム

炉内臨界近接検知システムの概略を図 1 に示す。初期中性子増倍率を評価した後に、逆増倍法で中性子増倍率を監視する。安全制限値を超えた場合、警報を作動させ、作業を中止しつつ、中性子吸収材を投入する。作業制限値を超えた場合は作業を停止し、燃料デブリ取り出し計画を変更して、安全を確認した後に取り出し作業を再開する。安全制限値および作業制限値は以下で定義される。

安全制限値 = 0.95 - 検知手法の誤差　　(1)

作業制限値 =

安全制限値- 異常作業時の最大投入反応度　(2)

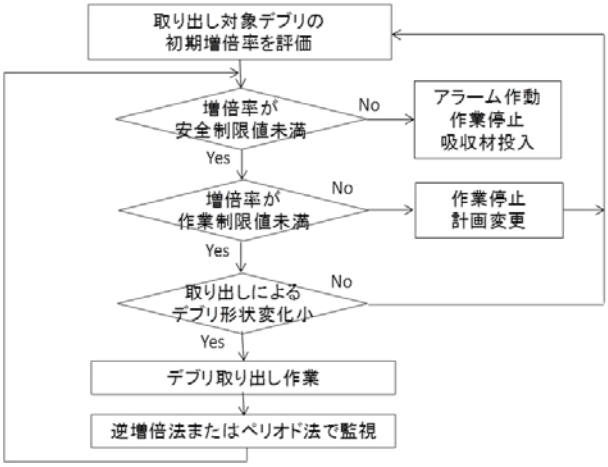



図 1. 炉内臨界近接検知システム

## 3. 仮想中性子捕獲法の誤差評価

未知領域のデブリの不確定性を考慮した仮想中性子捕獲法の誤差評価のため、図 2 に示す表面からの既知領域の長さの異なる体系で検証した。解析に用いた燃料組成は燃焼度 0GWd/t(new)、14GWd/t(代表)、30GWd/t(old)における組成である。問題体系は非均質性による誤差が大きくなるように new、old の燃料組成のみを積み重ねて構成した。表 1 に増倍率 0.5 における予測誤差評価結果を示す。5cm 程度の深さまで組成が既知であれば、最大差 6.3%dk 以内で増倍率を予測できることを確認した。

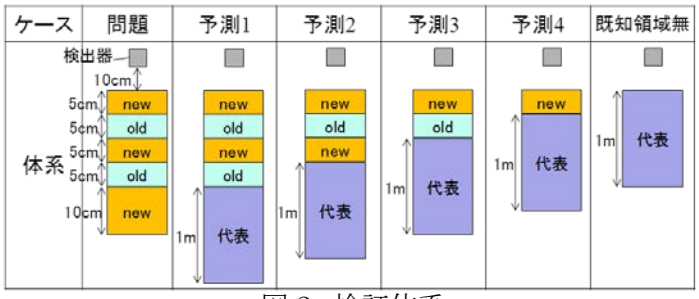



図 2. 検証体系

## 4. 結論

仮想中性子捕獲法の誤差評価により炉内臨界近接検知システム概念を確立し、臨界近接時に安全を確保する方法を策定した。

表 1. 仮想中性子捕獲法の誤差評価結果

| ケース | 予測 1 | 予測 2 | 予測 3 | 予測 4 | 既知領域無 |
|---|---|---|---|---|---|
| 予測増倍率 | 0.459 | 0.500 | 0.488 | 0.564 | 0.829 |
| 予測誤差 | -4.2%dk | -0.1%dk | -1.3%dk | 6.3%dk | 32.8%dk |

**謝辞**

本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

*Takeshi Mitsuyasu[1], Tetsushi Hino[1] and Hiromi Maruyama[1]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning (Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 8, 2016 5:10 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [2H19-23] Criticality Management 2

Chair: Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2H19] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(24)Neutron multiplication factor estimation using measured data form PCV gas control system at Fukishima daiichi nuclear power plant unit 1

*Hiromi Maruyama[1], Satoshi Takeo[1], Yu Toriyabe[1], Hiroshi Fukushima[1], Hideaki Matsumoto[2] (1.IRID(Hitachi-GE), 2.TEPCO HD)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2H20] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(25)Evaluation of Gamma-ray Irradiation Resistance of Insoluble Neutron Absorber

*Ryo Ishibashi[1,2], Toshiyuki Fujita[1,3], Kazuya Ishii[1,2], Yasuhiro Harada[1,4] (1.IRID, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, 3.Toshiba, 4.Mitsubishi heavy Industries)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2H21] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(26)Fundamental test for study on application method of insoluble neutron absorber

*Yuta Shindo[1,2], Yutaka Ishiwata[1,2], Yamato hayashi[1,2], Ryo Ishibashi[1,3] (1.IRID, 2.Toshiba, 3.HitachiGE)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2H22] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(27)applicability of soluble neutron absorber

*Yasuhiro Harada[1,2], Makoto Nakano[1,2], Yousuke Kamikawa[1,2], Yuichi Shimizu[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Mitsubishi Heavy Industries, LTD.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2H23] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(28)Fuel rod heatup analysis in uncovered core condition

*Yutaka Takeuchi[1,2], Taishi Yoshida[1,2], Yamato Hayashi[1,2] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Toshiba Corporation Energy System Solution Company)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

# 燃料デブリの臨界管理技術の開発
# （24）福島第一原子力発電所 1 号機の PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑ測定値を用いた中性子源増倍係数の推定

Criticality Control Technique Development for Fukushima Daiichi Fuel Debris

(24) Neutron Multiplication Factor Estimation using Measured Data from PCV Gas Control System at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1

*丸山 博見[1]，竹生 諭司[1]，鳥谷部 祐[1]，福島 浩[1]，松本 英朗[2]

[1]IRID（日立 GE），[2]東京電力ﾎｰﾙﾃﾞｨﾝｸﾞｽ

福島第一原子力発電所1号機のPCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑの6ヶ月間のデータからKr87、Kr88、Xe135の放射能濃度を評価し、希ｶﾞｽ発生から測定までの遅れ時間と未臨界状態の中性子増倍率（中性子源増倍係数）を推定した。

**キーワード：**福島第一原子力発電所事故，臨界安全，中性子増倍率，測定遅れ時間，PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑ

## 1. 緒言

炉内の情報が得にくい状況にある現在、PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑで測定される FP ｶﾞｽ放射能濃度は炉内の状況を知る手掛りとなる貴重なデータである。今回、1 号機の PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑの 6 ヶ月間のデータを積算し、Xe135 に加え、通常は計測できない Kr87、Kr88 の放射能濃度を評価した。これら核種の放射能濃度比を用いれば測定遅れ時間と中性子源増倍係数が推定できる可能性があり[1)]、上記データを用いて推定を試みた。

## 2. 測定遅れ時間と中性子源増倍係数の推定方法と結果

### 2-1. 測定遅れ時間の推定

炉内での発生から PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑの計測器に希ｶﾞｽが到達する時間（測定遅れ時間）は、Kr87 と Kr88 の半減期の違いから推定できる。今回の放射能濃度結果から推定した遅れ時間(T)は 2.4～3.0h となった。

### 2-2. 中性子源増倍係数の推定

中性子源増倍係数は、Xe135 と Kr88 の核分裂収率の違いを用いて推定できる。デブリから放出された Kr88 と Xe135 の放射能濃度比 $R(k)$ は次式で表される。

$$R(k) \equiv \left(\frac{\lambda_{Kr} \cdot Kr}{\lambda_{Xe} \cdot Xe}\right)_{in-reactor} = \frac{\theta_{sp} \cdot \gamma_{sp,Kr} + \theta_{in} \cdot \gamma_{in,Kr} \cdot \dfrac{\nu_{sp}}{\nu_{in}} \cdot \dfrac{k}{1-k}}{\theta_{sp} \cdot \gamma_{sp,Xe} + \theta_{in} \cdot \gamma_{in,Xe} \cdot \dfrac{\nu_{sp}}{\nu_{in}} \cdot \dfrac{k}{1-k}} \qquad \cdots(1)$$

ここで、添え字 sp 、in は自発核分裂、誘起核分裂を表し、$\gamma$ は核分裂収率、$\theta$ は希ｶﾞｽ放出率、$k$ は中性子源増倍係数である。これに測定遅れ時間の補正をすれば、測定位置での放射能比と中性子源増倍係数の関係が得られる。今回評価した Kr88 と Xe135 の放射能濃度比から推定した中性子源増倍係数は、0.4～0.7 となった(表 1 参照)。これは、福島第一原子力発電所 1 号機が現状では未臨界であるという知見と合致した結果であり、放射能濃度比から測定遅れ時間及び中性子源増倍係数の推定ができる見通しが得られた。今後、更に測定を積み重ねて確度を上げていくとともに、福島第一原子力発電所のデブリ取り出し作業の臨界管理に活用して行く予定である。

表 1　中性子源増倍率の推定値

| 系統 | デブリ組成 | 遅れ時間推定値(h) | 中性子源増倍係数(k) |
|---|---|---|---|
| A系 | 平均組成 | 2.6 | 0.68 |
| | 最低燃焼度組成 | | 0.53 |
| B系 | 平均組成 | 2.4 | 0.60 |
| | 最低燃焼度組成 | | 0.47 |

**謝辞**　本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。また、（株）日立製作所榊原吉伸氏には PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑの放射能濃度の採取・評価に御協力いただいた。感謝いたします。

**参考文献**　[1]中村正則他「核分裂生成ガスを測定して未臨界を監視する方法(Ⅱ)」2014 年春の年会 O28（2014）

---

*Hiromi Maruyama[1], Satoshi Takeo[1], Yu Toriyabe[1], Hiroshi Fukusima[1] Hideaki Matsumoto[2]

[1]IRID(Hitachi-GE), [2]Tokyo Electric Power Company Holdings

# 燃料デブリの臨界管理技術の開発
# （25）非溶解性中性子吸収材の耐ガンマ線照射性能評価

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(25) Evaluation of Gamma-ray Irradiation Resistance of Insoluble Neutron Absorber

*石橋 良[1]，藤田 敏之[2]，石井 一弥[1]，原田 康弘[3]

[1]IRID（日立 GE），[2] IRID（東芝），[3] IRID（三菱重工）

福島第一原子力発電所(1F)-1/2/3 号機での燃料デブリ取り出し時における臨界管理技術の一つとして、非溶解性中性子吸収材を用いた臨界防止技術を開発しており、耐ガンマ線照射性能の評価結果を報告する。

**キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，中性子吸収材，臨界防止，ガンマ線照射**

## 1. 緒言

1F-1/2/3 号機廃炉に向けて、燃料デブリを安全に取り出すため、炉内作業時の臨界管理技術としてほう素（B）、ガドリニウム（Gd）等の熱中性子吸収断面積の大きな元素を含んだ非溶解性の固体、固化体又は粘性体（非溶解性中性子吸収材）を用いた臨界防止技術を検討している[1, 2)]。候補材の選定を目的に、ガンマ線照射性能を評価し、炉内の放射線に晒されることにより、非溶解性中性子吸収材としての機能を果さない、又は、構造材の健全性あるいは作業の安全性に影響する可能性がないか検討した。

## 2. ガンマ線照射性能評価

種々の非溶解性中性子吸収材候補に対して、コバルト線源からのガンマ線により、［気中照射］気中で線量率 10 kGy/h 照射時間最大 720 h（一部 1000 h）、及び、［水中照射］200 倍希釈人工海水中に浸漬して内部を窒素ガスにより充填した密閉容器内（気相/液相容積比 1：1）で線量率 8.0～9.7 kGy/h 照射時間 720 h の照射試験を実施した。気中照射では、試験片の外観、硬さ（粘度）、80℃200 倍希釈人工海水中で 72 h 浸漬した際の溶出特性を評価した。水中照射では、水素等のガス発生、溶出成分、試験片の外観を評価した。なお、図 1 及び図 2 において、前報[1,2)]の評価材を改良したものを改良材と表記した。

## 3. 結果と考察

### 3-1. 気中照射

粘性体では固化するものがみられたが、特性変化は限定的であった。代表例として、溶出試験液の pH を図 1 に示す。セメント/$Gd_2O_3$ 造粒粉材及び $B_4C$ ゲル材を除き、中性から弱アルカリ性の範囲（pH6～9）にあり、中和が不要なレベルであるため、冷却水 pH 制御への影響は小さいと考えられる。

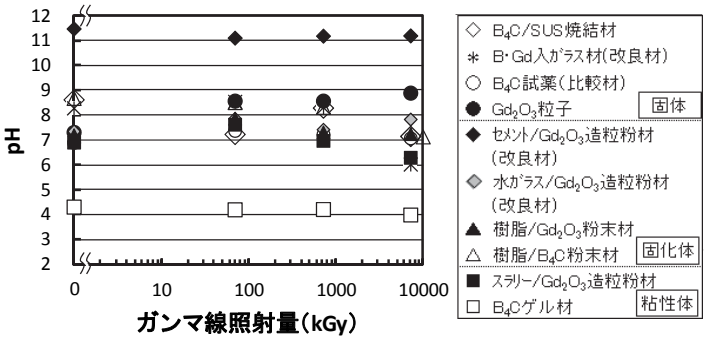



図 1　200 倍希釈人工海水中溶出試験液の pH 測定結果（試験温度 80℃、浸漬時間 72 h）

### 3-2. 水中照射

代表例として、水の放射線分解による水素分子の収率(G 値(n/100 eV))を用いて評価した結果を図 2 に示す。試験片からの溶出成分が影響して G 値に差異がみられるものの、いずれの G 値も純水の理論値 0.45 よりも低く、吸収材のない場合に比べて顕著な上昇はみられない評価結果を得た。

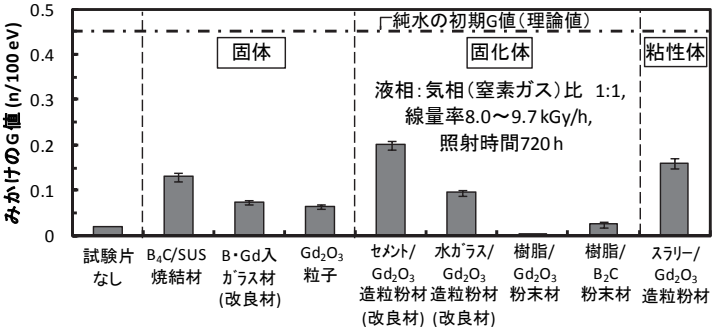



図 2　ガンマ線照射による水素ガスのみかけの G 値の評価結果（200 倍希釈人工海水、照射時間 720 h）

**謝辞**　本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。さらに、文部科学省の先端研究基盤共用・プラットフォーム形成事業により国立研究開発法人日本原子力研究開発機構高崎量子応用研究所のガンマ線照射設備を利用して得られた成果の一部である。

**参考文献**

[1] 石橋, 瀬尾, 原田, 大山, 永野, 日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集, pp.42, (2015)
[2] 瀬尾, 石橋, 原田, 大山, 永野, 日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集, pp.43, (2015)

*Ryo Ishibashi[1], Toshiyuki Fujita[2], Kazuya Ishii[1], and Yasuhiro Harada[3]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID) (Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.), [2] IRID (Toshiba, Co.), [3] IRID (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

# 燃料デブリの臨界管理技術の開発

## （26）非溶解性中性子吸収材の適用工法検討に係る施工性能試験

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(26) Fundamental test for study on application method of insoluble neutron absorber

*進藤　雄太[1]，石渡　裕[1]，林　大和[1]，石橋　良[2]
[1]IRID（東芝），[2]IRID（日立 GE）

福島第一原子力発電所（以下、1F）の燃料デブリ取出し時の臨界防止用に開発が進められている非溶解性中性子吸収材（以下、吸収材）は、水中にある燃料デブリ上に投入して使用される。燃料デブリは様々な形状が想定されるため、吸収材も複数の候補材を開発しており、燃料デブリ種類に応じた投入方法を検討した。さらに、水中における施工課題を検討するための基礎的な試験を実施した。

**キーワード：非溶解性中性子吸収材、デブリ、施工性能試験、適用工法**

### 1. 緒言

投入時の形態として､固体タイプと粘性体タイプの吸収材の開発を進めており、デブリの形状に応じてタイプを使い分ける方針としている。固体タイプはデブリ上に散布する。一方、粘性体タイプは、デブリ上に拡がる挙動や掘削等により生じた亀裂等に速やかに浸透する挙動を示すことが好ましい（図 1)。またデブリ上は水平面のみならず、傾斜や凹凸等の形状が考えられるため､そのような状況下においても表面を覆うことが求められる。このため、粘性体タイプとして検討しているスラリー、セメント、水ガラス、水中硬化樹脂の 4 種に対して、施工性に関する基礎的な評価を行った。

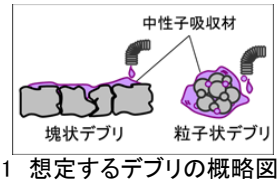
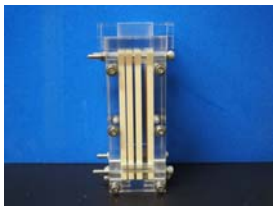


図 1　想定するデブリの概略図


図 2　隙間施工性評価治具の外観

### 2. 施工性能試験の方法

デブリとして固体状態、亀裂を含んだ状態を想定して、吸収材を水中に投下したときのデブリ表面への拡がりと、隙間への侵入状態の観察を行った(図 2)。デブリの材質は多孔質セラミックを想定しており、試験材には $Al_2O_3$ を用いた。平面施工性は、吸収材を所定量投下した際の拡がり面積、また隙間施工性については､幅の異なる 1, 2, 5mm の隙間に吸収材が浸入するか否か､またはその充填挙動について調査した(図 2)。試験は常温の水中で実施した。隙間施工性の浸入深さは試験装置の高さを考慮し 0~100mm とした。表 1 の◎○△判定基準は、◎：100mm 以上、○：50~100mm、△：50mm 以下とした。

### 3. 施工性能試験の結果

(a)スラリー：$Gd_2O_3$ 混合率を下げると隙間施工性は良くなる一方、斜面を滑り落ちるため付着性は悪くなった。(b)セメント：付着性は良好であり、水/セメント比 1.75～2 であれば、隙間施工性も良好であった。(c)水ガラス：斜面で付着性の悪さが認められた。隙間施工性はセメントよりも劣るものの水中硬化樹脂よりは良かった。(d)水中硬化樹脂：付着性は良好であるが、$Gd_2O_3$ 粒子の大きさは粘性に影響を与え、拡がりおよび厚さに影響を与えることがわかった。粘性が高いため、他の吸収材よりも隙間施工性は悪いことがわかった。

### 4. 結論

表 1　隙間施工性評価試験結果のまとめ（浸入可否）

| | スラリ | | セメント | | | 水ガラス | | | 水中硬化樹脂 | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | | | スプレタンTM5N | | スプレタンTM5CORN | |
| | Gd2O3粒子混合率[wt%] | | 水セメント比 | | | 撹拌時間（分） | | | Gd2O3の種類 | | | |
| mm | 20 | 60 | 1.50 | 1.75 | 2.00 | 11.5 | 13.0 | 15.0 | 造粒品 | 粉砕品 | 造粒品 | 粉砕品 |
| 1 | △ | △ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | △ | △ | △ | ○ | △ |
| 2 | ◎ | △ | ◎ | ◎ | ◎ | ○ | ○ | △ | △ | △ | ○ | ○ |
| 5 | ◎ | ◎ | ◎ | ◎ | ◎ | ○ | ○ | △ | ○ | △ | ◎ | ○ |

粘性体タイプの吸収材は、$Gd_2O_3$ 造粒品 or 粉砕品の混合率、水/セメント混合比、撹拌時間等のパラメータを調整することにより、水平面・斜面に対する拡がり、隙間への施工性をコントロールできることがわかった。デブリの形状を考慮して、調整パラメータを最適化して、デブリに施工することが望ましい。今回はデブリを模擬した試験材として $Al_2O_3$ を用いたが、今後はデブリ表面の凹凸を考慮した検討が必要と考えられる。

**謝辞**　本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発)」』の成果の一部を取りまとめたものである。

*Yuta Shindo[1], Yutaka Ishiwata[1], Yamato Hayashi[1], and Ryo Ishibashi[2]　[1]IRID(TOSHIBA), [2]IRID(HITACHI-GE)

# 燃料デブリの臨界管理技術の開発
# （27）溶解性中性子吸収材の適用性

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(27) Applicability of soluble neutron absorber

*原田康弘[1]　中野誠[1]　志水雄一[1]　上川暢介[1]
[1] IRID(三菱重工)

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機内の燃料デブリ取り出しに向けて臨界管理技術の開発を進めている。本稿では、燃料デブリ取り出し時に PCV を水張りする場合において、再臨界を防止するため溶解性中性子吸収材を投入した場合の PCV/RPV の腐食影響、ホウ酸投入設備の観点から、溶解性中性子吸収材（五ホウ酸ナトリウム）の適用性について検討した。

**キーワード：福島第一原子力発電所事故、溶融燃料、デブリ、臨界安全、中性子吸収材**

## １．緒言

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機内の燃料デブリ取り出しに向けて臨界管理技術の開発を進めている。本稿では、燃料デブリ取り出し時に PCV を水張りする場合において、再臨界を防止するため溶解性中性子吸収材を投入した場合の PCV/RPV の腐食影響、ホウ酸投入設備の観点から、溶解性中性子吸収材（五ホウ酸ナトリウム）の適用性について検討した。

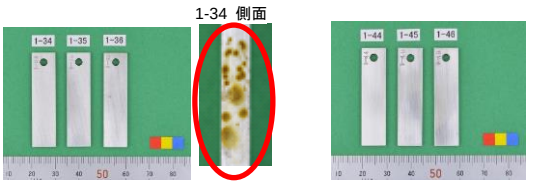
## ２．適用性検討

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機において、PCV 水張り時に再臨界を防止するため、粒状及び燃料棒体系では 6,000ppm 程度のホウ素濃度が必要となる結果が得られているが、今後設置される冷却水ループにおいては、高濃度のホウ酸水を適用した場合、ホウ酸回収設備等、必要な設備が過大となる可能性があり、ホウ素濃度を低減化して運用する可能性がある。溶解性中性子吸収材として五ホウ酸ナトリウムを用いる場合、10,000ppm 程度の高ホウ素濃度条件では、PCV/RPV を構成する鋼材への腐食の影響はないことが確認されている[1]。また、400ppm 程度の低ホウ素濃度条件では局部腐食が発生するが、4,000ppm 程度のホウ素濃度条件では腐食が発生しないことが確認されている[2]。そのため、PCV/RPV に使用されている鋼材を対象として低ホウ素濃度条件での腐食試験を実施した。腐食試験を行う際のホウ素濃度は 1,000ppm および 2,000ppm、ベースの水質は 1,000 倍および 10,000 倍希釈海水、腐食試験時間 50h、100h、500h において確認した（図 1 参照）。また、燃料デブリ取り出し時において、臨界防止のために今後設置される小循環ループ水は水質管理及び作業員の被ばく低減の観点で、小循環ループ水中の放射性物質の除去が必要であると考えられるが、小循環ループ水に五ホウ酸ナトリウム水を使用する場合の放射性物質除去装置へ与える影響を回避するため、ホウ酸回収、塩分除去等を処理するために必要な設備・系統構成を検討した。

## ３．検討結果及び今後の検討内容

五ホウ酸ナトリウムでの腐食試験の結果、ホウ素濃度 1,000ppm の条件において、局部腐食が確認された。また、2,000ppm の条件では腐食は確認されなかった。このことから、少なくとも本試験の最長時間である 500 時間までの短期間、且つ隙間部等が存在しない一般部であれば、ホウ素濃度 2,000 ppm 以上で腐食が抑制される可能性が示唆された。

小循環ループの機器構成の検討では、①小循環ループ水の放射性物質を専用設備で除去するケースと②小循環ループ水を多核種除去設備(MRRS)等の既設設備に移送し，放射性物質を除去するケースについて検討した結果，RO 膜の二段構成などにより，MRRS へ移行するホウ素量を低減した場合においても廃棄物量増加及びホウ素補給のための労力は大きくなることを確認した。




五ホウ酸ナトリウム（ホウ素濃度 1,000ppm）　五ホウ酸ナトリウム（ホウ素濃度 2,000ppm）

図 1　腐食試験結果例

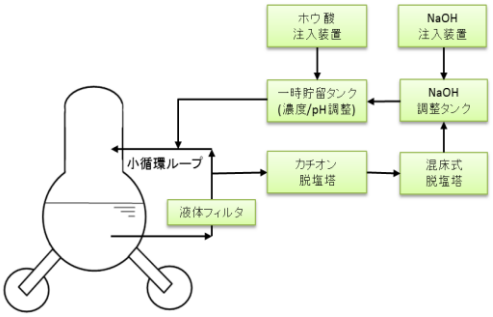



図 2　小循環ループ機器構成

**謝辞**

本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

**参考文献**

[1] 原田康弘ら、(2015)：燃料デブリの臨界管理技術の開発　（18）溶解性中性子吸収材の適用性、日本原子力学会 秋の大会
[2] 深谷祐一ら、(2014)：ホウ酸塩による炭素鋼の不働態化・局部腐食挙動（第 2 報）、第 61 回材料と環境討論会

---

*Yasuhiro HARADA[1]　Makoto Nakano[1]　Yuichi Shimizu[1]　Kenji SATO[1]
[1] IRID(Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

# 燃料デブリの臨界管理技術の開発
# （２８）露出時の燃料棒温度挙動の解析

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(28) Fuel rod heatup analysis under uncovered core condition

*武内　豊[1]，吉田　大志[1]，林　大和[1]

[1]IRID（東芝）

福島第一原子力発電所-1/2/3 号機内の燃料デブリ取り出しに向けて臨界管理技術の開発を進めている。本稿では、炉心冷却喪失による燃料露出時に臨界抑制に効果のある Gd を含んだ低出力燃料棒と含まない高出力燃料棒の温度上昇挙動の比較を過渡安全最適評価コードを用いて定量評価を行った結果を紹介する。

**キーワード：**福島第一原子力発電所事故,デブリ,臨界安全,臨界管理,Gd 含有燃料棒温度挙動

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所-1/2/3 号機の燃料の一部には、中性子吸収核種である Gd がガドリニア($Gd_2O_3$)の形態で含まれていた。臨界防止の観点からは、燃料が溶融する際に Gd を含む燃料棒と含まない燃料棒が同時に溶融して、燃料デブリ中に Gd が均等に混合することが期待される。そこで 3 号機の炉心冷却喪失による燃料露出を過渡安全最適評価コードで模擬し、燃料棒間の温度上昇挙動の差を解析的に評価した。

## 2. 解析条件

3 号機の 9x9 燃料集合体において、Gd を含む燃料棒と含まない燃料棒の崩壊熱の差の大きな燃料集合体を選定し、事故時の燃焼度分布に基づいて燃料棒の出力分布を推定した。それに基づき 74 本の燃料棒を発熱量ごとに 12 グループに分割し、水ロッドを加えた 13 グループ体系で、東芝版 TRAC コードを用いて模擬を行った。3 号機の事故進展に基づいて、スクラムから燃料露出までのプラント挙動を再現した。

## 3. 解析結果

スクラム後約 42 時間で水位は燃料加熱部上端に達して、燃料棒温度の上昇が開始する。最大出力の燃料棒と Gd を含んだ最小出力の燃料棒間での温度差の挙動を図 1 に示す。温度差は最大でも 30K 程度であり、燃料棒間で温度上昇に大きな差が現れていない。これは輻射熱による集合体内の温度均一化の効果が大きいためである。

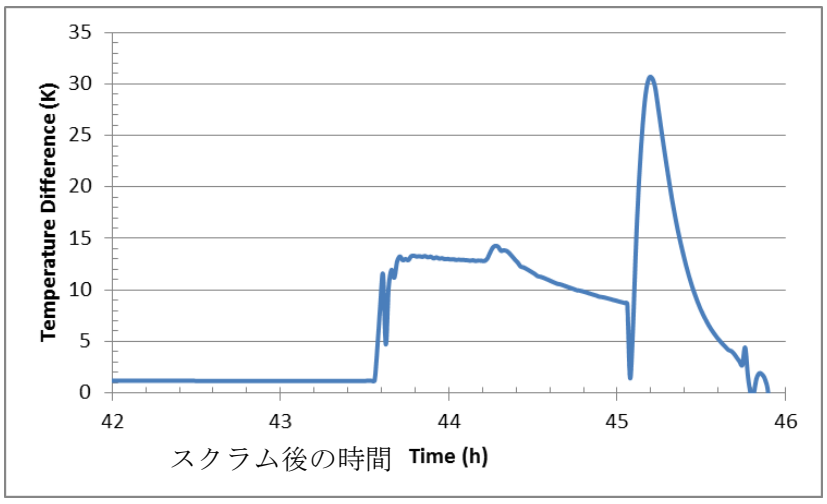



図 1.　最大燃料棒間温度差の挙動

## 4. 結論

燃料露出時の燃料棒温度上昇挙動を過渡安全最適評価コードにより解析した。その結果、Gd を含んだ低出力燃料棒が有意に遅れて損傷する可能性は低いことが確認された。これはウランと Gd が、燃料損傷時に溶融時間の違いによる分離の可能性が低いことを示唆すると考えられる。

**謝辞**　本件は，資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

* Yutaka Takeuchi [1], Daishi Yoshida[1], Yamato Hayashi[1]

[1] International Research Institute for Nuclear Decommissioning (TOSHIBA Corporation)

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Thu. Sep 8, 2016 10:00 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [2I01-07] Pu burning high-temperature gas-cooled reactor

Chair: Koki Hibi (MFBR)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [2I01] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(7)Objectives and current status

*Koji OKAMOTO[1], Kazuhiko KUNITOMI[2], Kazutaka OHASHI[3], Hideaki KISHITA[4] (1.The University of Tokyo, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Fuji Electric Co., Ltd., 4.Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [2I02] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(8)Quantitative Evaluation of Security and Safety

*Kazuyuki Demachi[1], Jonathan Poli[1], Wataru Sagawa[1], Masahiro Kondo[1], Nedjet Erkan[1], Koji Okamoto[1] (1.The University of Tokyo)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

### [2I03] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(9)Radiation heat transfer property evaluation with graphite experiment

*Masahiro Kondo[1], Wataru Sagawa[1], Penghui Chai[1], Yang Wu[1], Koji Okamoto[1] (1.Tokyo University)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

### [2I04] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(10)Evaluation on internal pressure of fuel and nuclear characteristics of reactor core

*Minoru GOTO[1], Shohei UETA[1], Yoshitomo INABA[1], Jun AIHARA[1], Yuji FUKAYA[1], Yukio TACHIBANA[1], Kazuhiko KUNITOMI[1], Koji OKAMOTO[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

### [2I05] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(11)Reactor temperature analyses in depressurization accident

*Masaaki Nakano[1], Kazutaka Ohashi[1], Koji Okamoto[2] (1.Fuji Electric, 2.The University of Tokyo)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

### [2I06] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(12)Staudy on 3S-TRISO fuel fabrication

*Masaki Honda[1], Yohei Saiki[1], Hideaki Kishita[1], Koji Okamoto[2] (1.Nuclear Fuel Industries, LTD., 2.The University of Tokyo)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

### [2I07] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(13)Test and characterization for ZrC coating

*Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yukio Tachibana[1], Kazuhiko Kunitomi[1], Koji Okamoto[2] (1.JAEA, 2.Univ. Tokyo)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (7)開発目的と進捗

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(7) Objectives and Current status

*岡本孝司[1]，國富一彦[2]，大橋一孝[3]，木下英明[4]
[1]東京大学, [2]原子力機構, [3]富士電機, [4]原燃工

プルトニウム燃焼高温ガス炉は、プルトニウム消費をしつつ、廃棄物まで含めて安全性が極めて高い設計が可能な原子炉である。この概念を実証するため、セキュリティ強化型安全燃料を評価し、その実現性を確認する

**キーワード：**被覆燃料粒子　安全性　セキュリティ　直接処分　プルトニウム燃焼

## 1. 緒言

高温ガス炉は、物理的な固有安全性により、炉心溶融事故を引き起こさないという特徴を持つ。この安全な高温ガス炉において、プルトニウムを燃料として利用することによって、プルトニウムインベントリを減らすとともに、安全にエネルギーを得る一石二鳥のメリットがある。この時、化学的に安定な YSZ(イットリア安定化ジルコニア)を用い、燃料核を $PuO_2$-YSZ とすることで被覆粒子燃料からのプルトニウム回収は極めて困難となり、従来の酸化物燃料に比べて核セキュリティリスクを大幅に低減することができる。プルトニウム燃焼高温ガス炉の安全性向上を目的として、被覆粒子燃料の破損を抑制するための研究開発、核熱設計、安全評価、および原子炉システムの成立性評価を行う。ライフサイクルのすべての過程において、セキュリティと安全性の両立について評価を行う事を目的とする。

## 2. 進捗

４年計画の２年度目の成果をまとめる。順調に進捗している。

(1) セキュリティ評価　核セキュリティ事例調査・抽出結果をベースに、高温ガス炉のための核セキュリティ脅威を同定するとともに、防護すべき設備などの検討などを実施した。高温ガス炉におけるシビアアクシデント事象について検討を進めるとともに、炉心の輻射伝熱冷却性能に着目して検討を行った。

(2) セキュリティ強化型安全燃料の成立性評価と炉心核熱設計　遊離酸素由来の CO ガスや FP ガスによる内圧破損挙動を評価するとともに、ZrC 層における内圧抑制の効果を熱化学平衡論に基づき評価した。３次元全炉心計算及び燃料温度計算を行って核特性値を算出し、核的な成立性を評価した。

(3) 安全評価　プルトニウム燃焼高温ガス炉における代表的な事故事象を摘出し、減圧事故等を対象にした原子炉温度挙動や再臨界挙動を解析する手法の整備を図り、予備解析を実施した。

(4) セキュリティ強化型安全燃料の試作と製造検討　溶液条件、滴下条件等の製造条件を変えた $CeO_2$-YSZ 模擬燃料核の製造試験を実施し、製造条件パラメータと模擬燃料核の物性（寸法、真球度、化学組成、密度、結晶構造など）の相関を調べて $PuO_2$-YSZ 燃料核の適切な製造条件を検討した。

(5) ZrC 層被覆試験と特性評価　ZrC 被覆試験装置へ装荷した YSZ 模擬燃料核の流動条件を取得すると共に、YSZ 模擬燃料核への ZrC 層被覆試験を開始し、ZrC 層および YSZ 境界面の材料特性データを取得した。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

---

*Koji Okamoto[1], Kazuhiko Kunitomi[2], Kazutaka Ohashi[3], Hideaki Kishita[4]
[1]University of Tokyo, [2]JAEA, [3]Fuji Electric Co.,[4] Nuclear Fuel Ind., Ltd.

# プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (8) セキュリティと安全の定量的な評価

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(8) Quantitative Evaluation of Security and Safety

*出町 和之[1]、 ポリ ジョナサン[1]、佐川 渉[1]、近藤 雅裕[1]、エルカン ネジェット[1]、岡本 孝司[1]
[1]東京大学

Pu燃焼高温ガス炉の燃料製造工程におけるPu燃料盗取のターゲットセットとプロテクトセットを提案するとともに、２つのプロテクトセットについて敵対者の行動シナリオ案を作成した。

キーワード： 高温ガス炉、核セキュリティ事例　妨害破壊行為、核燃料物質盗取、内部脅威者

## Ⅰ．はじめに

平成26年度に実施した核セキュリティ事例調査・抽出結果をベースに、高温ガス炉のための核セキュリティ脅威を同定するとともに、防護すべき設備などの検討および悪意ある行為者の行動シナリオの例を作成した。

## Ⅱ．高温ガス炉における核セキュリティ評価

Pu 燃焼高温ガス炉では核燃料に Pu 燃料を使用することから、内部脅威者による Pu 燃料盗取の脅威を重視した核セキュリティ脅威の同定が必要である。ここでは、Pu 燃料盗取を対象とし、①脅威の抽出、②ターゲットセット(Target Set)の抽出、③プロテクトセット(Protect Set)の抽出、④シナリオの構築、を実施した。また、燃料製造工程案を設計して、２つのプロテクトセットについて敵対者の行動シナリオ案を作成した。




図１：核セキュリティのための物理的防護システム(PPS)構築のプロセス

## Ⅲ．対策案の検討

Pu 燃焼高温ガス炉においては燃料製造工程における Pu 燃料盗取が最大の脅威と考えられる。よって、燃料製造工程案を設計し、１０のターゲットセットと各々に対するプロテクトセットを提案し、２つのプロテクトセットの敵対者の行動シナリオ案を作成した。対する物理的防護システムの改善のため対策例として下記が挙げられる。

- Ⅰ．枢要区域（設備）の堅牢化：屋内に設置されている枢要区域（設備）の脆弱性を減じ、敵対行為に必要な資金、道具等の準備に対する困難さを高める。
- Ⅱ．各建屋配置の修正：建屋配置の適正化、すなわち枢要設備を互いに分離させて別々に設置するとともに、複数の枢要設備を堅牢な施設内に設置する。
- Ⅲ．監視システムの強化：監視カメラ画像解析により内部脅威者の異常行動を自動検知するシステムなどを適用し、敵対行為の検知能力・検知確率を向上させる。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の 成果である。

*Kazuyuki Demachi[1], Jonathan Poli[1], Wataru Sagawa[1], Masahiro Kondo[1], Erkan Nedjet[1], Koji Okamoto[1]
[1]The University of Tokyo

# プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (9)グラファイトの輻射特性に関する実験的評価

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(9) Radiation heat transfer property evaluation with graphite experiment

*近藤雅裕[1]，佐川渉[1]，Chai, Penghui[1]，Wu, Yang[1]，岡本孝司[1]

[1]東京大学大学院工学系研究科

抄録　高温ガス炉は、事故時に輻射と自然対流により炉心が除熱されるように設計されている。しかし、外部からの空気の流入などにより輻射伝熱特性が影響を受ける可能性がある。本研究では、高温ガス炉の炉心構成材料であるグラファイトの空気流入時の輻射伝熱特性を実験的に評価する

**キーワード：**高温ガス炉，輻射伝熱，グラファイト，過酷事故

**1. 緒言** 高温ガス炉の事故の炉心除熱に重要なグラファイトの輻射伝熱特性が空気侵入等により受ける影響を実験的に評価する。

**2. 実験方法および結果**

**2-1. 方法** 図 1 に示すような二重円管状のグラファイト試験片を内側からタングステンヒータにより加熱する。内外試験片の温度が定常に達した後に，内外試験片の間に 1.0 l/min，10 分間の空気注入を行い，再び定常状態とし，空気注入前後の定常状態における内外試験片の温度差を比較することで，輻射率への影響を評価する。

**2-2. 結果** 図 2 に試験時の内外試験片の温度履歴を示す。ここで，試験開始後 30~40 分の間に空気注入を行った。空気注入時には，酸化反応により内外両方の試験片の温度が上昇したが，空気注入前後の定常状態を比較して，大きな温度の違いは観察されなかった。したがって，本実験体系において空気酸化によって輻射伝熱特性が受ける影響は小さかった。

**3. 結論** 空気酸化によるグラファイトの輻射特性の変化について二重円管状の試験片を用いて実験的評価を行なった。本実験体系においては輻射特性変化による大きな影響は観察されなかった。

**謝辞**　本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の 成果である。

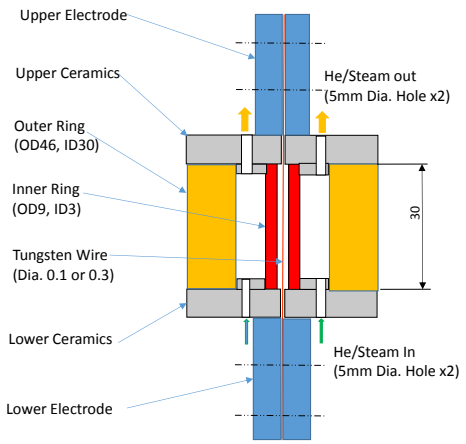



図 1　実験体系

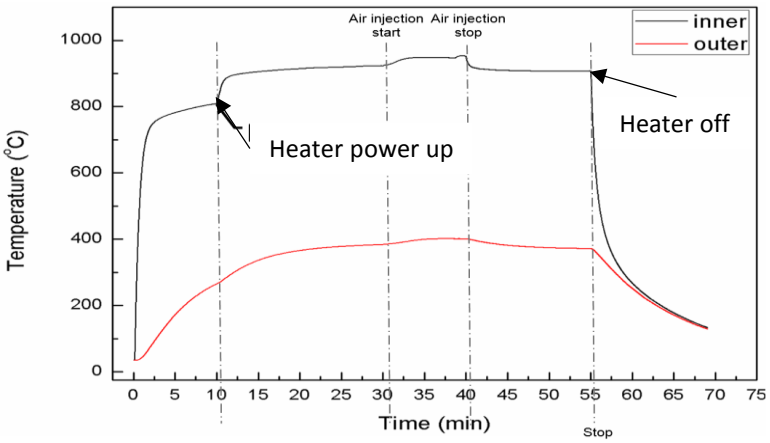



図 2　グラファイト試験片温度履歴

*Masahiro Kondo[1], Wataru Sagawa[1], Penghui Chai[1], Yang Wu[1], Koji Okamoto[1]

[1]University of Tokyo

# プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
# (10) 燃料内圧及び炉心核特性の評価

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(10) Evaluation on internal pressure of fuel and nuclear characteristics of reactor core

*後藤 実[1], 植田 祥平[1], 稲葉 良知[1], 相原 純[1], 深谷 裕司[1], 橘 幸男[1], 國富 一彦[1], 岡本 孝司[2]
[1]原子力機構, [2]東京大学

高燃焼度における被覆燃料粒子（CFP）の健全性の確保及び炉心の核特性の把握を目的とし、CFP 内圧及び炉心核特性の評価を行い、500GWd/t の高燃焼度において内圧破損が発生しない CFP の成立性及び炉心の核的成立性を確認した。

**キーワード：プルトニウム、高温ガス炉、内圧、核特性、高燃焼度**

## 1. 緒言

プルトニウム（Pu）燃焼高温ガス炉では、燃料核にイットリア安定化ジルコニア（YSZ）を母材とする二酸化プルトニウム（$PuO_2$-YSZ）を用いる[1]。この燃料核に酸素ゲッターとして炭化ジルコニウム（ZrC）を被覆して、被覆燃料粒子（CFP）の主要な破損モードである内圧破損の防止を図るとともに、燃料シャッフリングを導入して燃料の炉内滞在期間の長期化を図る。本検討では、500GWd/t 程度の高燃焼度において内圧破損が発生しない CFP の成立性及び炉心の核的成立性の確認を目的とし、CFP の内圧及び炉心核特性について予備的な評価を行った。

## 2. 方法

CFP の内圧評価は、概念設計が行われた実用高温ガス炉 GTHTR300[2]の仕様をベースに燃料核を二酸化ウラン（$UO_2$）及び $PuO_2$-YSZ とする 2 種類の CFP について、取り出し時の内圧を比較して行った。CFP の内圧は Code-B-2[3]を用いて算出し、$UO_2$ 燃料及び $PuO_2$-YSZ 燃料の取り出し時の燃焼度は、それぞれ GTHTR300 の最大燃焼度と同じ 139GWd/t 及び 500GWd/t に設定した。

炉心核特性の評価は、径方向燃料シャッフリング（図 1）を行う平衡炉心の炉停止余裕及び反応度温度係数を設計要求と比較して行った。これらの核特性値は、SRAC/COREBN[4]を用いた炉心燃焼計算を行って算出した。本検討は予備的な評価であることから、炉心燃焼計算においては、可燃性毒物は装荷しないこととし、また、制御棒位置は燃焼期間に渡って同じに設定して計算モデルを単純化した。

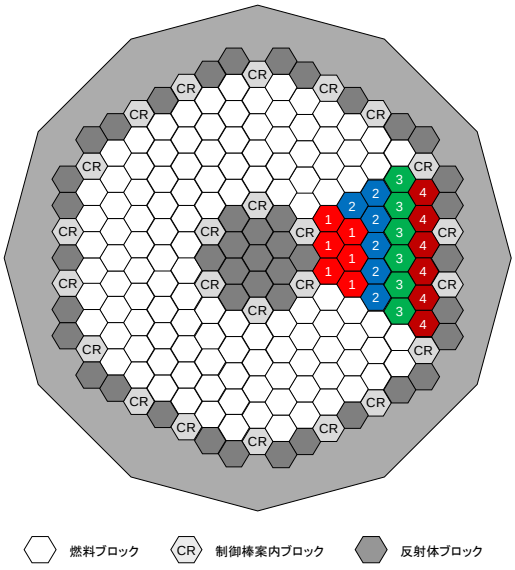



図 1　Pu 燃焼高温ガス炉の径方向燃料シャッフリング
（250 日×4 バッチ炉心、4→3→2→1 の順に移動）

## 3. 結論

$PuO_2$-YSZ 燃料は、ZrC 層により遊離酸素（核分裂に伴い生成する酸素）由来の CO ガス分圧を 3MPa 程度に抑制することで、取り出し時の CFP 内圧が GTHTR300 の $UO_2$ 燃料と同程度の 60MPa となることから、内圧破損を抑制できると考えられる。なお、CO ガス分圧を 3MPa 程度に抑制できることは、熱化学平衡計算を行って確認した。

表 1　取り出し時の CFP 内圧の計算結果

| 項目 | $UO_2$ 燃料 | $PuO_2$-YSZ 燃料 |
|---|---|---|
| 全内圧 | 60MPa | 277MPa |
| CO ガス分圧 | 42MPa | 220MPa |
| FP ガス分圧 | 18MPa | 57MPa |

低温及びワンロッドスタック条件での制御棒価値から過剰反応度を引いた値は-12.7%Δk/k である。設計要求である 1%Δk/k 以上の炉停止余裕を確保するためには、燃焼初期において少なくとも 13.7%Δk/k の負の反応度を加える必要があるが、これは、可燃性毒物の装荷や制御棒の追加装荷で実現できると考えられる。また、反応度温度係数は燃焼期間にわたり負であり設計要求を満たす。

以上より、500GWd/t の高燃焼度において内圧破損が発生しない CFP の成立性及び炉心の核的成立性を確認した。

**参考文献**

[1] Y. Fukaya, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 51(6), 2014.　[2] 相原純　他、JAEA-Data/Code 2012-030 (2013).
[3] 中田哲夫　他、和文誌、Vol.2、No.4 (2003).　[4] K. Okumura, et al., JAEA-Data/Code2007-004 (2007).

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の 成果である。

*M. Goto[1], S. Ueta[1], Y. Inaba[1], J. Aihara[1], Y. Fukaya[1], Y. Tachibana[1], K. Kunitomi[1] and K. Okamoto[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

# プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (11) 減圧事故時の原子炉温度挙動解析

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(11) Reactor temperature analyses in depressurization accident

*中野 正明[1], 大橋 一孝[1], 岡本 孝司[2]
[1]富士電機, [2]東京大学

プルトニウム燃焼高温ガス炉の安全性を評価するために、減圧事故時及び減圧事故時に原子炉スクラムが失敗する事象について原子炉温度挙動・再臨界挙動の解析を行った。

**キーワード**：高温ガス炉, プルトニウム燃焼, 減圧事故, 安全性

## 1. 緒言

プルトニウム燃焼高温ガス炉は、核拡散抵抗性を向上させるためにイットリウム化合物（YSZ）を母材とした燃料を用いていること、プルトニウムを十分燃焼させるため燃料交換バッチ数を大きくしていることから、ウラン燃料を用いた既往炉心（GTHTR300[1]）に比べて炉心が大きくなっている。そのため、熱伝導・輻射による自然冷却に期待している減圧事故時には除熱性能が低下し、燃料温度が高くなる懸念があった。

## 2. 解析評価

### 2-1. 減圧事故時の原子炉温度挙動解析

TAC-NC を用いて、減圧事故時の原子炉温度挙動解析を行った。自然放熱による受動的な冷却によって燃料温度制限（1600℃）を満足するためには、原子炉出力を 350～420MW 程度に制限する必要があることが分かった（図-1）。

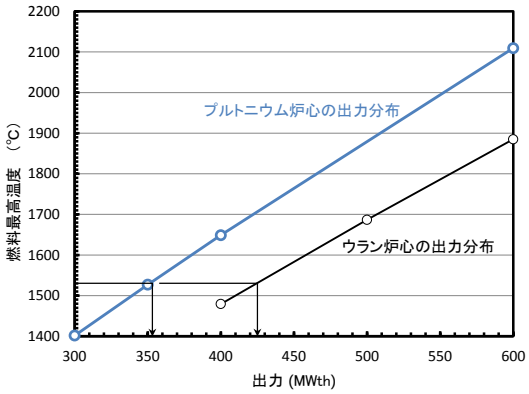



図-1　減圧事故時の原子炉温度挙動

### 2-2. 減圧事故+スクラム失敗の再臨界挙動解析

減圧事故時に原子炉スクラムが失敗する事象に対して、TAC-BOOST を用いて原子炉動特性解析を行った。制御棒を挿入しなくても未臨界となること、ウラン炉心に比べて、その後の再臨界時刻は遅くなること、動特性挙動は緩慢になることが分かった（図-2）。

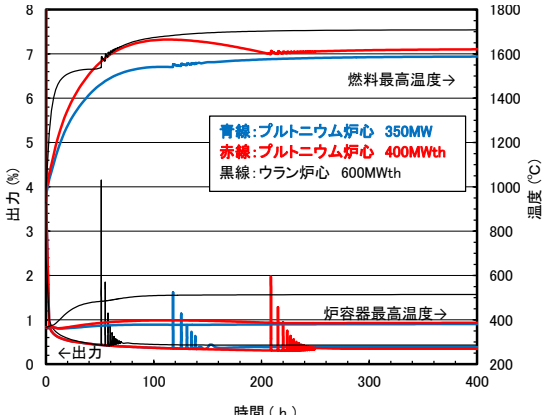



図-2　減圧事故+スクラム失敗時の再臨界挙動

## 3. 結論

減圧事故時に自然冷却により燃料温度制限を満足するためには、原子炉出力を低くする必要があることが分かった。また、スクラム失敗時にはウラン燃料を用いた原子炉に比べて再臨界時刻は遅くなり、運転員の対応等の時間余裕が大きくなる傾向であることが分かった。

## 参考文献

[1] 中田, 片西, 高田, Yan, 國富, “高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）の核熱流動設計”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.2, No.4, p.478-489 (2003)

■ 本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の 成果である。

*Masaaki Nakano[1], Kazutaka Ohashi[1] and Koji Okamoto[2]
[1]Fuji Electric, [2]The University of Tokyo

# プルトニウム燃料高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 （12）3S-TRISO 燃料の試作と製造検討

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(12) Study on 3S-TRISO fuel fabrication

*本田 真樹[1]，齋木 洋平[1]，木下 英昭[1]，岡本 孝司[2]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]東京大学

3S-TRISO 燃料開発を目的とした $PuO_2$-YSZ 燃料核を模擬した燃料核の製造試験及び TRISO 被覆試験を行い各種知見を得た。

**キーワード**：プルトニウム燃焼高温ガス炉、プルトニウム燃料、4 層被覆粒子、3S-TRISO

## 1. 緒言

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料は、イットリア安定化ジルコニア（Yttria Stabilized Zirconia: YSZ）を母材とする二酸化プルトニウム（$PuO_2$）の燃料核（$PuO_2$-YSZ 燃料核）に酸素ゲッターである ZrC 層を被覆し、外側に SiC 被覆（TRISO 被覆と称する）を施した高温ガス炉用の燃料であり 3S-TRISO 燃料と称している。本燃料開発のため、Pu を模擬した Ce を用いて $CeO_2$-YSZ 模擬燃料核の製造検討実施し、適切な製造条件取得の見通しを得た。また、3S-TRISO 燃料製造を想定した被覆試験等を行った。その結果、各種知見を得ると共に今後の検討課題を摘出できた。

## 2. 試験及び検討

$CeO_2$-YSZ 模擬燃料核の試作試験として、滴下原液の組成などの溶液条件、振動滴下時の振動条件などの滴下条件、その他の製造条件を変えた $CeO_2$-YSZ 模擬燃料核の製造試験を実施し、製造条件パラメータを検討した。

3S-TRISO 燃料用被覆粒子試作試験として、$ZrO_2$ 模擬燃料核(φ0.7)を用いて TRISO 作製試験を行い、最適な運転条件検討のためのデータを取得した。

## 3. 結論

図 1 に試作試験の結果得られた粒子の外観を示す。当初見られた乾燥ゲル粒子割れがほぼ解消され、バッチサイズ約 20g における製造パラメータを得ることが出来た。今後は、真球度及び粒径の安定化を図りつつ且つバッチサイズアップを実現する。

図 2 に TRISO 被覆粒子被覆層の金相試料外観を示す。金相試料より、特に問題の無く被覆されていることが確認され、当初見込みに近い厚さの被覆層を得ることが出来た。今後は、より小粒径且つ少量バッチにおける TRISO 作成試験を実施し、3S-TRISO 燃料用被覆燃料粒子の開発に資する。

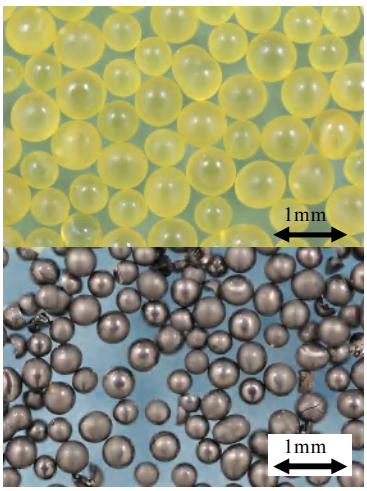



図 1 模擬燃料核外観
（上：乾燥ゲル、下：焼結粒子後）

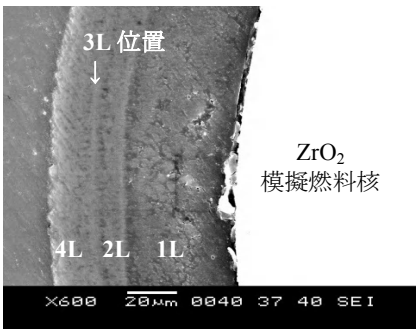



図 2 TRISO 被覆粒子金相試料

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

*Masaki Honda[1], Yohei Saiki[1], Hideaki Kishita[1], Koji Okamoto[2]
[1]Nuclear Fuel Industries, LTD., [2] University of Tokyo

# プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
# （13）ZrC 被覆試験と特性評価

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(13) Test and characterization for ZrC coating

*植田 祥平[1]，相原 純[1]，橘 幸男[1]，國富 一彦[1]，岡本 孝司[2]

[1]原子力機構，[2]東京大学

セキュリティ強化型安全燃料の高燃焼度化を目的として、炭化ジルコニウム（ZrC）をイットリア安定化ジルコニア（YSZ；Yttria-Stabilized Zirconia）模擬燃料核上へ臭化物化学蒸着法にもとづき直接被覆する試験を開始し、定比性の良い ZrC 層の取得に成功した。

**キーワード：**被覆燃料粒子，炭化ジルコニウム，化学蒸着，被覆試験，特性評価

## 1. 緒言

セキュリティ強化型安全燃料においては、核拡散抵抗性を持たせた $PuO_2$-YSZ 燃料核上へ酸素ゲッターとしての ZrC を直接被覆することで、燃料破損の主原因である遊離酸素に起因する内圧上昇を抑制し、500 GWd/t を目指す高燃焼度化を図る。一方 ZrC は、定比性の指標である C と Zr の原子数比（C/Zr 比）が小さいほど熱伝導率が低下し[1]、逆に大きいほど金属核分裂生成物の拡散を助長する[2]。そこで本研究では、C/Zr 比が 1 の定比 ZrC を得られる臭化物化学蒸着法にもとづき、YSZ 粒子上への被覆試験を実施した。

## 2. 方法及び結果

臭化物化学蒸着法[2]においては、ジルコニウム（Zr）と臭素（$Br_2$）より生成させた Zr 臭化物（$ZrBr_4$）をメタン（$CH_4$）と共に ZrC 被覆試験装置の流動床（図 1）へ供給し、粒子上へ ZrC を蒸着する（$ZrBr_4 + CH_4 \rightarrow ZrC + 4HBr$）。試験は、これまでに熱分解炭素被覆粒子への定比 ZrC 被覆に成功した被覆温度 1350℃[2]にて、YSZ 粒子装荷量 100g、被覆時間 90 分間の条件で実施し、光沢のある ZrC 被覆粒子を取得した（図 2）。

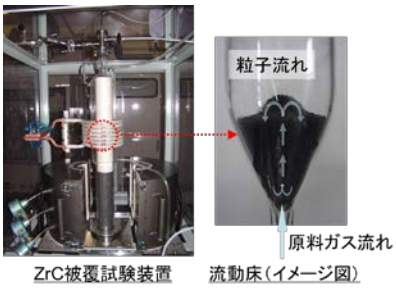



図 1 ZrC 被覆試験装置と流動床

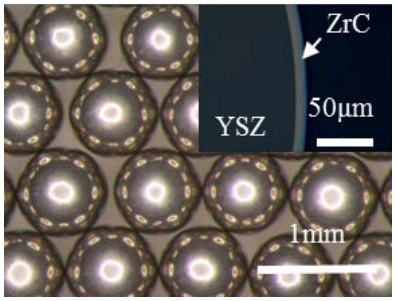



図 2 ZrC 被覆粒子表面と断面（右上）

次に、得られた ZrC 層の厚さ、密度、C/Zr 比を測定した。ZrC 層厚さは、プロジェクターを使用し、YSZ 粒子および ZrC 被覆粒子を対象に差分法により測定した結果、約 14μm であった。また、C/Zr 比と密度の測定では、ZrC 被覆粒子を空気中で焙焼して ZrC 層を酸化ジルコニウム（$ZrO_2$）とし、前後の重量変化から Zr 及び C の含有量を算出する焙焼重量法を適用した。その結果、C/Zr 比と密度はそれぞれ 0.94 と 6.63g/cm$^3$であった。

## 3. 結論

YSZ 粒子への直接被覆でも概ね定比性の良い ZrC が得られることを確認できた。今後、燃料核寸法の違いに対応した ZrC の被覆条件と材料特性の相関について検討していく。

## 参考文献

[1] E.K. Storms, P. Wagner, High Temp. Sci. 5, 454 (1973). [2] K. Fukuda, et al., J. Nucl. Mater. 87, 367(1979). [3] S. Ueta, et al., J. Nucl. Mater. 376, 146(2008)、他.

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

---

*Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yukio Tachibana[1], Kazuhiko Kunitomi[1] and Koji Okamoto[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Tokyo

Planning Lecture | Technical division and Network：Advanced Reactor Division

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [PL2I] Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

### [PL2I01] Overview of Working Group on Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

*Takaya Ito[1] (1.MFBR)

### [PL2I02] Technical Issues on Current Maintenance Management

*Shigeru Takaya[1] (1.JAEA)

### [PL2I03] Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

*Shoji Kotake[1] (1.JAPC)

新型炉部会セッション

# 研究開発段階発電用原子炉の保守管理の在り方

Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

山口 彰[1]，*伊藤 隆哉[2]，*高屋 茂[3]，*小竹 庄司[4]
[1]東京大学，[2]三菱 FBR システムズ（株），[3]原子力機構，[4]日本原電（株）

## 1. はじめに

昨年 11 月、原子力規制委員会は、高速増殖原型炉もんじゅ（以下、「もんじゅ」という。）の運営主体に関する勧告を行った[1]。この勧告は、もんじゅにおける保守管理上の不備に端を発するものであるが、その技術的な背景として、研究開発段階発電用原子炉（以下、「研開炉」という。）の保守管理の在り方がこれまで十分に整理されてこなかったことがあると考えられる。

新型炉部会は、第 4 世代原子炉及び将来の原子力エネルギーシステムならびに周辺燃料関連技術に関する研究活動を支援し、その開発発展に貢献することを目的として活動している。今回、部会として研開炉の保守管理に関する技術的な課題を整理し、本来の在り方を示すことが重要であると考え、「研究開発段階炉の保守管理の在り方に関する検討会」を設置し、検討を行った。本セッションでは、その成果の概要について報告する。

## 2. 研開炉の定義と目的

法令上、研開炉の一般的な定義はなく、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」において、発電の用に供する高速増殖炉と重水減速沸騰軽水冷却型原子炉が具体的に指定されているのみである[2]。ここでは新型炉を対象としたより一般的な議論を行うために、研開炉を、新しい型式の発電用原子炉であり、実用化を目指した研究開発段階のものと定義する。この定義から、研開炉の目的は、新しい型式の発電用原子炉を実用化するために必要な研究開発を行うことである。売電を目的とする実用発電用原子炉（以下、「実用炉」という。）とは、目的が異なっている。

## 3. 研開炉の保守管理において考慮すべき観点

既存の実用炉である商用軽水炉と、研開炉の例としてもんじゅを比較すると、図 1 に示すように、①炉型による差と②運転経験の差の大きく二つの差が存在する。既存実用炉で採用されている考え方や方法の中には研開炉で大いに参考になるものが多く存在すると考えられるが、研開炉に適用しようとする際には、この二つの差について注意しなければならない。

商用軽水炉の保守管理の基本要件は、「原子力発電所の保守管理規程」に定められている[3]。同規程中の保守管理の実施フローでは、計画、実施、評価及び改善のサイクルが複数の階層で設けられ、継続的な改善が図られるようになってい

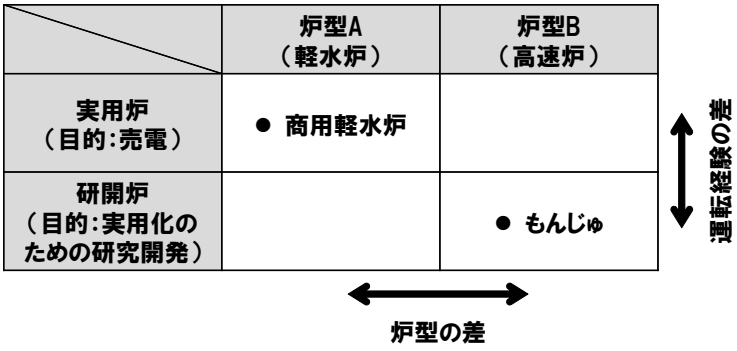



図 1　既存実用炉（例：商用軽水炉）と研開炉（例：もんじゅ）の比較

る。このように常に改善を促す保守管理の実施フローは、研開炉にも適用可能であると考えられるが、具体的な実施内容については、研開炉の特徴を適切に考慮しなければならない。

研開炉では、①炉型の差から、例えば、既存実用炉と類似名称の機器であっても、安全上の重要性や想定される劣化メカニズム等が異なる場合があり、既存実用炉の保全プログラムをそのまま適用することはできないこと、②運転経験の差から、保全プログラムは保全対象や保全技術に関する知見の蓄積・拡充により段階的に適正化していくべき対象であることを考慮して、研開炉自身で、原子炉施設の安全性を確保しながら、実用化に向けて炉型に適した保全プログラムを構築していく必要がある。

## 4. 研開炉の保守管理の在り方

### 4.1 炉型に適した保全プログラムの構築

まず、原子炉施設の安全性確保の観点から、炉型によって安全設計の特徴が異なり、懸念されるリスク特性も異なることに注意する必要がある。リスク分析手法を活用して、炉心損傷等に至る支配的な事故シーケンスやその際にクリティカルとなる系統・機器を抽出し、炉型特有のリスクを把握することが重要である。また、人的・経済的資源を適切に配分し、原子炉施設の安全性を確保する考え方として、機器や活動等の重要性に応じてマネジメントにおける要求レベルを決定する Graded Approach（以下、「GA」と言う。）が提案されている[4-6]。GA は既に商用軽水炉向けの「原子力発電所の保守管理規程」等にも取り入れられているが、原子炉施設の安全性を確保しながら、効率的に実用化に向けて保全プログラムを構築していかなければならない研開炉では、特に GA の活用が有効である。炉型の特徴を考慮してリスク分析結果を参考に重要性が高い系統・機器を選定し、GA の考え方に基づき、より高い品質の保全を実施することで、原子力施設の安全性を確保しつつ、研開炉の目的の一つである保全プログラムの構築に関する研究開発を進めることができる。

更に、保全の具体的な実施内容は、劣化メカニズムを考慮して定められるが、炉型によって使用環境等の条件が異なるため、考慮すべき劣化メカニズムも異なる場合がある。炉型に適した保全を実施するために、既存実用炉の知見を踏まえつつ、運転経験が限られる初期の段階では、科学的知見や、設計的知見、実験炉や海外炉の経験から劣化メカニズムを設定し、運転経験の蓄積によって検証していく必要がある。

### 4.2 運転経験の蓄積による保全プログラムの段階的構築

まず、運転開始後の初期段階では、設計・施工ミスや運転・管理ミス等による不具合が顕在化する可能性に注意が必要である。どのような不具合が発生するかを予測することは難しいことから、リスクの大きさに応じて、不具合の早期検知を目的とした保全を重点的に実施することが望ましい。運転経験の蓄積により、設計・施工や運転・管理方法の妥当性が確認できるに従って、重点化対象や検知方法等の見直しを行う。

次に、保全計画策定の技術的根拠となっている劣化メカニズムを含めた各種知見を、実際のプラントの環境で検証することが重要である。得られた知見を標準等の形で整理していくことで、実用化の際に知見を有益に活用できるようになる。また、検証結果が保全だけでなく、対象設備の設計等にも影響することが考えられる。保全の有効性評価の際には、幅広く影響を評価し、当該炉での改善や後継炉に対する課題の整理を行うことが重要である。

また、運転経験の蓄積により新たに得られた知見を迅速に保全プログラムに反映できるように、保全プログラムにおける関係するプロセスの変更手順を予め明確に策定しておくことが重要である。この際にも、GA の考え方を反映し、系統・機器が有するリスクやプロセスの変更によるリスクに応じて、変更に係る検

討の要求レベルを設定する必要がある。

最後に、原子炉施設の安全性が確保されていること、現状の保全プログラムが実用化レベルに対してどの程度であるかを客観的に把握するためには、定量的な指標を用いることが有効である。指標の候補としては、原子力施設の安全性確保の観点からは、計画外スクラム回数等が、有効性の観点からは、作業日数や個人被ばく線量等が考えられる。原子力施設の安全性確保の観点から設定した指標に劣化が無いことを確認しながら、有効性の観点から設定した指標の向上を目指すことで、実用化に向けた保全プログラムの確実な構築が図られると期待される。

## 5. まとめ

研開炉の保守管理では、原子炉施設の安全性を確保しながら、保全の有効性を向上させ、炉型に適した保全プログラムを実用化に向けて構築していくことが重要である。

リスク情報の活用、GA の考え方に基づく人的・経済的資源の適切な配分、原子力施設の安全性確保の観点及び実用化の観点からの定量的指標の導入により、原子炉施設の安全性を確保しながら、実用化に向けた保全プログラムを構築していくことが可能になる。

また、炉型に適した保全プログラムの構築のためには、初期に科学的知見や設計的知見等に基づき想定した劣化メカニズムの妥当性を、研開炉での運転経験の蓄積により検証し、当該炉型で考慮すべき劣化メカニズムとして標準化していくことも重要である。

本検討により、研開炉の保守管理が、研開炉の目的である実用化に向けた研究開発を実施しつつ、より安全に円滑に行われるようになることを期待する。

## 参考文献

[1] 高速増殖原型炉もんじゅに関する文部科学大臣に対する勧告、原規規発第 1511131 号（2015）.

[2] 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令、昭和 32 年 11 月 21 日政令第 324 号（2016）.

[3] 日本電気協会、“原子力発電所の保守管理規程” JEAC4209-2014 (2014).

[4] International Atomic Energy Agency (IAEA), “IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection” (2007).

[5] IAEA, “IAEA Safety Standard, The Management System for Facilities and Activities”, GS-R-3 (2006).

[6] The American Society of Mechanical Engineers, “Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications”, NQA-1 (2012).

*Akira Yamaguchi[1], Takaya Ito[2] , Shigeru Takaya[3] and Shoji Kotake[4]

[1]Univ. of Tokyo, [2]MFBR. , [3]JAEA., [4]JAPC.

新型炉部会セッション

# 研究開発段階発電用原子炉の保守管理の在り方

Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

山口 彰[1]，*伊藤 隆哉[2]，*高屋 茂[3]，*小竹 庄司[4]
[1]東京大学，[2]三菱 FBR システムズ（株），[3]原子力機構，[4]日本原電（株）

## 1. はじめに

昨年 11 月、原子力規制委員会は、高速増殖原型炉もんじゅ（以下、「もんじゅ」という。）の運営主体に関する勧告を行った[1]。この勧告は、もんじゅにおける保守管理上の不備に端を発するものであるが、その技術的な背景として、研究開発段階発電用原子炉（以下、「研開炉」という。）の保守管理の在り方がこれまで十分に整理されてこなかったことがあると考えられる。

新型炉部会は、第 4 世代原子炉及び将来の原子力エネルギーシステムならびに周辺燃料関連技術に関する研究活動を支援し、その開発発展に貢献することを目的として活動している。今回、部会として研開炉の保守管理に関する技術的な課題を整理し、本来の在り方を示すことが重要であると考え、「研究開発段階炉の保守管理の在り方に関する検討会」を設置し、検討を行った。本セッションでは、その成果の概要について報告する。

## 2. 研開炉の定義と目的

法令上、研開炉の一般的な定義はなく、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」において、発電の用に供する高速増殖炉と重水減速沸騰軽水冷却型原子炉が具体的に指定されているのみである[2]。ここでは新型炉を対象としたより一般的な議論を行うために、研開炉を、新しい型式の発電用原子炉であり、実用化を目指した研究開発段階のものと定義する。この定義から、研開炉の目的は、新しい型式の発電用原子炉を実用化するために必要な研究開発を行うことである。売電を目的とする実用発電用原子炉（以下、「実用炉」という。）とは、目的が異なっている。

## 3. 研開炉の保守管理において考慮すべき観点

既存の実用炉である商用軽水炉と、研開炉の例としてもんじゅを比較すると、図 1 に示すように、①炉型による差と②運転経験の差の大きく二つの差が存在する。既存実用炉で採用されている考え方や方法の中には研開炉で大いに参考になるものが多く存在すると考えられるが、研開炉に適用しようとする際には、この二つの差について注意しなければならない。

商用軽水炉の保守管理の基本要件は、「原子力発電所の保守管理規程」に定められている[3]。同規程中の保守管理の実施フローでは、計画、実施、評価及び改善のサイクルが複数の階層で設けられ、継続的な改善が図られるようになってい

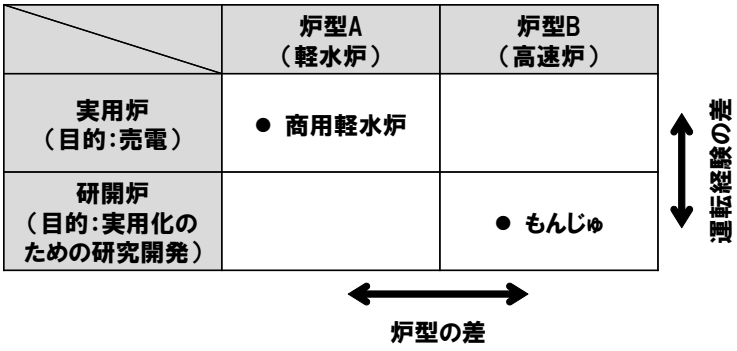



図 1　既存実用炉（例：商用軽水炉）と研開炉（例：もんじゅ）の比較

る。このように常に改善を促す保守管理の実施フローは、研開炉にも適用可能であると考えられるが、具体的な実施内容については、研開炉の特徴を適切に考慮しなければならない。

研開炉では、①炉型の差から、例えば、既存実用炉と類似名称の機器であっても、安全上の重要性や想定される劣化メカニズム等が異なる場合があり、既存実用炉の保全プログラムをそのまま適用することはできないこと、②運転経験の差から、保全プログラムは保全対象や保全技術に関する知見の蓄積・拡充により段階的に適正化していくべき対象であることを考慮して、研開炉自身で、原子炉施設の安全性を確保しながら、実用化に向けて炉型に適した保全プログラムを構築していく必要がある。

## 4. 研開炉の保守管理の在り方

### 4.1 炉型に適した保全プログラムの構築

まず、原子炉施設の安全性確保の観点から、炉型によって安全設計の特徴が異なり、懸念されるリスク特性も異なることに注意する必要がある。リスク分析手法を活用して、炉心損傷等に至る支配的な事故シーケンスやその際にクリティカルとなる系統・機器を抽出し、炉型特有のリスクを把握することが重要である。また、人的・経済的資源を適切に配分し、原子炉施設の安全性を確保する考え方として、機器や活動等の重要性に応じてマネジメントにおける要求レベルを決定する Graded Approach（以下、「GA」と言う。）が提案されている[4-6]。GA は既に商用軽水炉向けの「原子力発電所の保守管理規程」等にも取り入れられているが、原子炉施設の安全性を確保しながら、効率的に実用化に向けて保全プログラムを構築していかなければならない研開炉では、特に GA の活用が有効である。炉型の特徴を考慮してリスク分析結果を参考に重要性が高い系統・機器を選定し、GA の考え方に基づき、より高い品質の保全を実施することで、原子力施設の安全性を確保しつつ、研開炉の目的の一つである保全プログラムの構築に関する研究開発を進めることができる。

更に、保全の具体的な実施内容は、劣化メカニズムを考慮して定められるが、炉型によって使用環境等の条件が異なるため、考慮すべき劣化メカニズムも異なる場合がある。炉型に適した保全を実施するために、既存実用炉の知見を踏まえつつ、運転経験が限られる初期の段階では、科学的知見や、設計的知見、実験炉や海外炉の経験から劣化メカニズムを設定し、運転経験の蓄積によって検証していく必要がある。

### 4.2 運転経験の蓄積による保全プログラムの段階的構築

まず、運転開始後の初期段階では、設計・施工ミスや運転・管理ミス等による不具合が顕在化する可能性に注意が必要である。どのような不具合が発生するかを予測することは難しいことから、リスクの大きさに応じて、不具合の早期検知を目的とした保全を重点的に実施することが望ましい。運転経験の蓄積により、設計・施工や運転・管理方法の妥当性が確認できるに従って、重点化対象や検知方法等の見直しを行う。

次に、保全計画策定の技術的根拠となっている劣化メカニズムを含めた各種知見を、実際のプラントの環境で検証することが重要である。得られた知見を標準等の形で整理していくことで、実用化の際に知見を有益に活用できるようになる。また、検証結果が保全だけでなく、対象設備の設計等にも影響することが考えられる。保全の有効性評価の際には、幅広く影響を評価し、当該炉での改善や後継炉に対する課題の整理を行うことが重要である。

また、運転経験の蓄積により新たに得られた知見を迅速に保全プログラムに反映できるように、保全プログラムにおける関係するプロセスの変更手順を予め明確に策定しておくことが重要である。この際にも、GA の考え方を反映し、系統・機器が有するリスクやプロセスの変更によるリスクに応じて、変更に係る検

討の要求レベルを設定する必要がある。

最後に、原子炉施設の安全性が確保されていること、現状の保全プログラムが実用化レベルに対してどの程度であるかを客観的に把握するためには、定量的な指標を用いることが有効である。指標の候補としては、原子力施設の安全性確保の観点からは、計画外スクラム回数等が、有効性の観点からは、作業日数や個人被ばく線量等が考えられる。原子力施設の安全性確保の観点から設定した指標に劣化が無いことを確認しながら、有効性の観点から設定した指標の向上を目指すことで、実用化に向けた保全プログラムの確実な構築が図られると期待される。

## 5. まとめ

研開炉の保守管理では、原子炉施設の安全性を確保しながら、保全の有効性を向上させ、炉型に適した保全プログラムを実用化に向けて構築していくことが重要である。

リスク情報の活用、GA の考え方に基づく人的・経済的資源の適切な配分、原子力施設の安全性確保の観点及び実用化の観点からの定量的指標の導入により、原子炉施設の安全性を確保しながら、実用化に向けた保全プログラムを構築していくことが可能になる。

また、炉型に適した保全プログラムの構築のためには、初期に科学的知見や設計的知見等に基づき想定した劣化メカニズムの妥当性を、研開炉での運転経験の蓄積により検証し、当該炉型で考慮すべき劣化メカニズムとして標準化していくことも重要である。

本検討により、研開炉の保守管理が、研開炉の目的である実用化に向けた研究開発を実施しつつ、より安全に円滑に行われるようになることを期待する。

## 参考文献

[1] 高速増殖原型炉もんじゅに関する文部科学大臣に対する勧告、原規規発第 1511131 号（2015）.

[2] 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令、昭和 32 年 11 月 21 日政令第 324 号（2016）.

[3] 日本電気協会、“原子力発電所の保守管理規程” JEAC4209-2014 (2014).

[4] International Atomic Energy Agency (IAEA), “IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection” (2007).

[5] IAEA, “IAEA Safety Standard, The Management System for Facilities and Activities”, GS-R-3 (2006).

[6] The American Society of Mechanical Engineers, “Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications”, NQA-1 (2012).

*Akira Yamaguchi[1], Takaya Ito[2] , Shigeru Takaya[3] and Shoji Kotake[4]

[1]Univ. of Tokyo, [2]MFBR. , [3]JAEA., [4]JAPC.

新型炉部会セッション

# 研究開発段階発電用原子炉の保守管理の在り方

Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

山口 彰[1]，*伊藤 隆哉[2]，*高屋 茂[3]，*小竹 庄司[4]
[1]東京大学，[2]三菱 FBR システムズ（株），[3]原子力機構，[4]日本原電（株）

## 1. はじめに

昨年 11 月、原子力規制委員会は、高速増殖原型炉もんじゅ（以下、「もんじゅ」という。）の運営主体に関する勧告を行った[1]。この勧告は、もんじゅにおける保守管理上の不備に端を発するものであるが、その技術的な背景として、研究開発段階発電用原子炉（以下、「研開炉」という。）の保守管理の在り方がこれまで十分に整理されてこなかったことがあると考えられる。

新型炉部会は、第 4 世代原子炉及び将来の原子力エネルギーシステムならびに周辺燃料関連技術に関する研究活動を支援し、その開発発展に貢献することを目的として活動している。今回、部会として研開炉の保守管理に関する技術的な課題を整理し、本来の在り方を示すことが重要であると考え、「研究開発段階炉の保守管理の在り方に関する検討会」を設置し、検討を行った。本セッションでは、その成果の概要について報告する。

## 2. 研開炉の定義と目的

法令上、研開炉の一般的な定義はなく、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」において、発電の用に供する高速増殖炉と重水減速沸騰軽水冷却型原子炉が具体的に指定されているのみである[2]。ここでは新型炉を対象としたより一般的な議論を行うために、研開炉を、新しい型式の発電用原子炉であり、実用化を目指した研究開発段階のものと定義する。この定義から、研開炉の目的は、新しい型式の発電用原子炉を実用化するために必要な研究開発を行うことである。売電を目的とする実用発電用原子炉（以下、「実用炉」という。）とは、目的が異なっている。

## 3. 研開炉の保守管理において考慮すべき観点

既存の実用炉である商用軽水炉と、研開炉の例としてもんじゅを比較すると、図 1 に示すように、①炉型による差と②運転経験の差の大きく二つの差が存在する。既存実用炉で採用されている考え方や方法の中には研開炉で大いに参考になるものが多く存在すると考えられるが、研開炉に適用しようとする際には、この二つの差について注意しなければならない。

商用軽水炉の保守管理の基本要件は、「原子力発電所の保守管理規程」に定められている[3]。同規程中の保守管理の実施フローでは、計画、実施、評価及び改善のサイクルが複数の階層で設けられ、継続的な改善が図られるようになってい

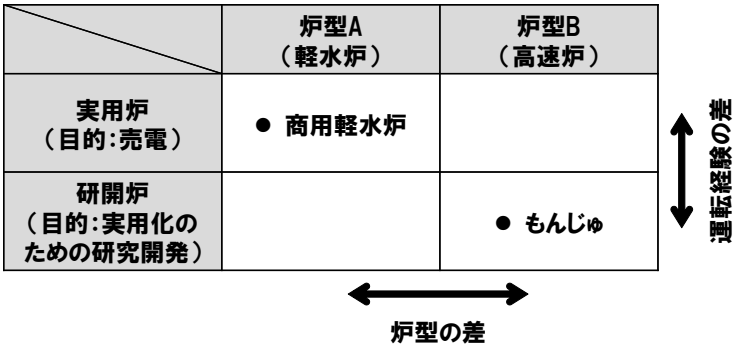



図 1　既存実用炉（例：商用軽水炉）と研開炉（例：もんじゅ）の比較

る。このように常に改善を促す保守管理の実施フローは、研開炉にも適用可能であると考えられるが、具体的な実施内容については、研開炉の特徴を適切に考慮しなければならない。

研開炉では、①炉型の差から、例えば、既存実用炉と類似名称の機器であっても、安全上の重要性や想定される劣化メカニズム等が異なる場合があり、既存実用炉の保全プログラムをそのまま適用することはできないこと、②運転経験の差から、保全プログラムは保全対象や保全技術に関する知見の蓄積・拡充により段階的に適正化していくべき対象であることを考慮して、研開炉自身で、原子炉施設の安全性を確保しながら、実用化に向けて炉型に適した保全プログラムを構築していく必要がある。

## 4. 研開炉の保守管理の在り方

### 4.1 炉型に適した保全プログラムの構築

まず、原子炉施設の安全性確保の観点から、炉型によって安全設計の特徴が異なり、懸念されるリスク特性も異なることに注意する必要がある。リスク分析手法を活用して、炉心損傷等に至る支配的な事故シーケンスやその際にクリティカルとなる系統・機器を抽出し、炉型特有のリスクを把握することが重要である。また、人的・経済的資源を適切に配分し、原子炉施設の安全性を確保する考え方として、機器や活動等の重要性に応じてマネジメントにおける要求レベルを決定する Graded Approach（以下、「GA」と言う。）が提案されている[4-6]。GA は既に商用軽水炉向けの「原子力発電所の保守管理規程」等にも取り入れられているが、原子炉施設の安全性を確保しながら、効率的に実用化に向けて保全プログラムを構築していかなければならない研開炉では、特に GA の活用が有効である。炉型の特徴を考慮してリスク分析結果を参考に重要性が高い系統・機器を選定し、GA の考え方に基づき、より高い品質の保全を実施することで、原子力施設の安全性を確保しつつ、研開炉の目的の一つである保全プログラムの構築に関する研究開発を進めることができる。

更に、保全の具体的な実施内容は、劣化メカニズムを考慮して定められるが、炉型によって使用環境等の条件が異なるため、考慮すべき劣化メカニズムも異なる場合がある。炉型に適した保全を実施するために、既存実用炉の知見を踏まえつつ、運転経験が限られる初期の段階では、科学的知見や、設計的知見、実験炉や海外炉の経験から劣化メカニズムを設定し、運転経験の蓄積によって検証していく必要がある。

### 4.2 運転経験の蓄積による保全プログラムの段階的構築

まず、運転開始後の初期段階では、設計・施工ミスや運転・管理ミス等による不具合が顕在化する可能性に注意が必要である。どのような不具合が発生するかを予測することは難しいことから、リスクの大きさに応じて、不具合の早期検知を目的とした保全を重点的に実施することが望ましい。運転経験の蓄積により、設計・施工や運転・管理方法の妥当性が確認できるに従って、重点化対象や検知方法等の見直しを行う。

次に、保全計画策定の技術的根拠となっている劣化メカニズムを含めた各種知見を、実際のプラントの環境で検証することが重要である。得られた知見を標準等の形で整理していくことで、実用化の際に知見を有益に活用できるようになる。また、検証結果が保全だけでなく、対象設備の設計等にも影響することが考えられる。保全の有効性評価の際には、幅広く影響を評価し、当該炉での改善や後継炉に対する課題の整理を行うことが重要である。

また、運転経験の蓄積により新たに得られた知見を迅速に保全プログラムに反映できるように、保全プログラムにおける関係するプロセスの変更手順を予め明確に策定しておくことが重要である。この際にも、GA の考え方を反映し、系統・機器が有するリスクやプロセスの変更によるリスクに応じて、変更に係る検

討の要求レベルを設定する必要がある。

最後に、原子炉施設の安全性が確保されていること、現状の保全プログラムが実用化レベルに対してどの程度であるかを客観的に把握するためには、定量的な指標を用いることが有効である。指標の候補としては、原子力施設の安全性確保の観点からは、計画外スクラム回数等が、有効性の観点からは、作業日数や個人被ばく線量等が考えられる。原子力施設の安全性確保の観点から設定した指標に劣化が無いことを確認しながら、有効性の観点から設定した指標の向上を目指すことで、実用化に向けた保全プログラムの確実な構築が図られると期待される。

## 5. まとめ

研開炉の保守管理では、原子炉施設の安全性を確保しながら、保全の有効性を向上させ、炉型に適した保全プログラムを実用化に向けて構築していくことが重要である。

リスク情報の活用、GA の考え方に基づく人的・経済的資源の適切な配分、原子力施設の安全性確保の観点及び実用化の観点からの定量的指標の導入により、原子炉施設の安全性を確保しながら、実用化に向けた保全プログラムを構築していくことが可能になる。

また、炉型に適した保全プログラムの構築のためには、初期に科学的知見や設計的知見等に基づき想定した劣化メカニズムの妥当性を、研開炉での運転経験の蓄積により検証し、当該炉型で考慮すべき劣化メカニズムとして標準化していくことも重要である。

本検討により、研開炉の保守管理が、研開炉の目的である実用化に向けた研究開発を実施しつつ、より安全に円滑に行われるようになることを期待する。

## 参考文献

[1] 高速増殖原型炉もんじゅに関する文部科学大臣に対する勧告、原規規発第 1511131 号（2015）.

[2] 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令、昭和 32 年 11 月 21 日政令第 324 号（2016）.

[3] 日本電気協会、“原子力発電所の保守管理規程” JEAC4209-2014 (2014).

[4] International Atomic Energy Agency (IAEA), “IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection” (2007).

[5] IAEA, “IAEA Safety Standard, The Management System for Facilities and Activities”, GS-R-3 (2006).

[6] The American Society of Mechanical Engineers, “Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications”, NQA-1 (2012).

*Akira Yamaguchi[1], Takaya Ito[2] , Shigeru Takaya[3] and Shoji Kotake[4]

[1]Univ. of Tokyo, [2]MFBR. , [3]JAEA., [4]JAPC.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [2I08-12] Core design of next generation sodium-cooled reactor

Chair: Minoru Goto (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2I08] Shielding design in the reactor vessel for the next generation sodium-cooled fast reactor
(1)Application of the connection method with Sn and Monte Carlo calculations for a streaming geometry

*FUKUCHI IKUO[1], HIGURASHI KOICHI[1], SHIRAKI TAKAKO[2], SUGINO KAZUTERU[3], OHKI SHIGEO[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2I09] Shielding design in the reactor vessel for the next generation sodium-cooled fast reactor
(2)Improvement of shielding design methods for optimizing radial neutron shieldings

*Koki Hibi[1], Ikuo Fukuchi[1], Daisuke Masuyama[2], Kazuteru Sugino[3], Shigeo Ohki[3] (1.Mitsubishi FBR Systems, 2.Mitsubishi Heavy Industries,, 3.Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2I10] Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor
(1)Core performance requirements and design conditions

*Shigeo Ohki[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Koki Hibi[2], Taro Kan[3] (1.JAEA, 2.MFBR, 3.MHI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2I11] Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor
(2)Reference core design

*Toru Tsuboi[1], Hiroyuki Moriwaki[2], Masashi Ogura[2], Koki Hibi[2], Seiichiro Maeda[3], Kazuya Ohgama[3], Yoshitaka Chikazawa[3], Shigeo Ohki[3] (1.MHI, 2.MFBR, 3.JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2I12] Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor
(3)Design optimization for the core arrangement

*Hiroyuki Moriwaki[1], Masashi Ogura[1], Taro Kan[2], Shigeo Ohki[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

# 次世代ナトリウム冷却高速炉の原子炉周り遮蔽設計
# (1) ストリーミング体系へのSn-モンテカルロ接続計算法の適用検討

Shielding design in the reactor vessel for the next generation sodium-cooled fast reactor

(1) Application of the connection method with Sn and Monte Carlo calculations for a streaming geometry

*福地 郁生[1]，日暮 浩一[1]，白木 貴子[2]，杉野 和輝[3]，大木 繁夫[3]

[1]MFBR，[2]三菱重工，[3]原子力機構

JASPER 実験等より円環ギャップ内を中性子がストリーミングする体系での検出器応答の C/E 値(=計算値/実験値)評価を実施し、1 次主冷却系配管周りの体系へのSn-モンテカルロ接続計算法の適用性を検討した。

**キーワード：**次世代炉、ナトリウム冷却高速炉、ストリーミング体系、接続法、モンテカルロ計算、Sn 計算

## 1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉の炉心周り遮蔽設計においては、原子炉容器内に非対称に配置された機器周りの放射線挙動を把握する必要があり、大規模な複雑体系を計算対象とする、Sn-モンテカルロ接続計算法を開発している。1 次主冷却系配管の円環ギャップ内を中性子がストリーミングする体系(以降、配管周りストリーミング体系と称する。図 1 参照)に、Sn-モンテカルロ接続計算法を適用するにあたり、手法の妥当性確認が必要となる。そこで、前報[1]に引き続き、配管周りストリーミング体系に対して類似性のある実験データにより解析精度を評価した。更に、配管周りストリーミング体系への設計適用上の計算時間確認を行い、適用性を検討した。

## 2. Sn-モンテカルロ接続計算法の適用検討

Sn-モンテカルロ接続計算法とは、2 次元 RZ 体系でのモデル化が可能な炉心槽の内側領域(図 1 参照)を 2 次元 Sn 解析コード DORT で解析し、得られた角度線束分布を境界条件として、3 次元モンテカルロ解析コード MCNP により外側領域を解析する手法である。

配管周りストリーミング体系においては配管周りで 4 桁程度の中性子束減衰を伴うため、円環ギャップ形状で類似性があり、同等の減衰を伴う JASPER(Japanese-American Shielding Program of Experimental Researches)実験[2]でのコンクリート中の円環ギャップのストリーミング実験等に対する再現解析を JENDL-4.0 に基づく MATXSLIB-J40 及び FSXLIB-J40 の断面積にて実施して、円環ギャップ出口における検出器応答の C/E 値を評価した。その結果、C/E 値は 1～2 程度であり、十分な解析精度を有していることを確認した。

また、配管周りストリーミング体系に適用した場合の中性子束の計算時間は、モンテカルロ解析では分散低減法として比較的簡素なセル・インポータンス法のみを用いて、統計誤差の信頼がおけるとされる相対誤差 10%以下を満たすのに CPU 時間にて 21 日程度となることを確認した。

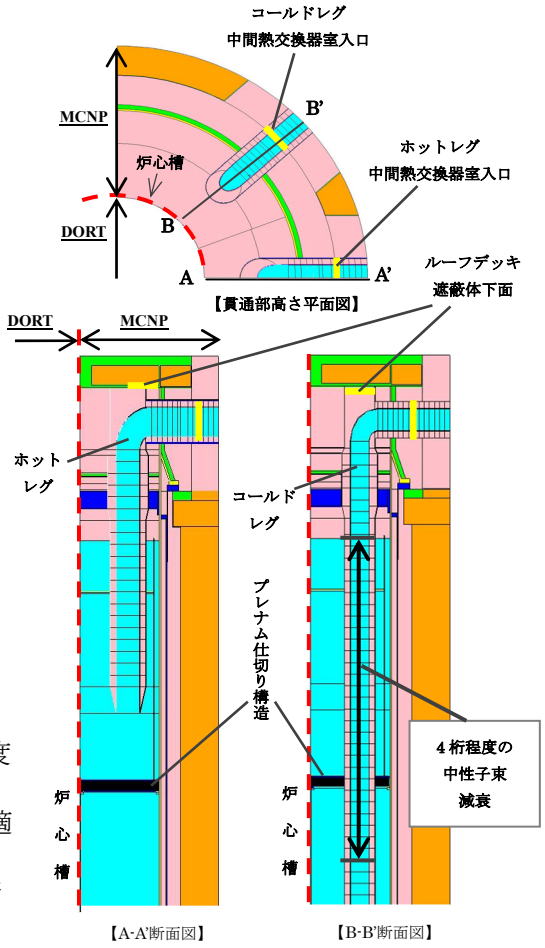



図 1　1 次主冷却系配管周り解析モデル図

## 3. 結言

Sn-モンテカルロ接続計算法は、実験解析より十分な解析精度を有していること、配管周りストリーミング体系に対して適度な CPU 時間にて必要な統計誤差が得られることより、設計へ適用可能であることを確認した。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

## 参考文献

[1] 多田　惠子、他：日本原子力学会 2010 年秋の大会　P57(2010)

[2] JASPER 実験データ集－ギャップストリーミング実験－，JNC TJ9450 2000-002

*Ikuo Fukuchi[1], Koichi Higurashi[1], Takako Shiraki[2], Kazuteru Sugino[3] and Shigeo Ohki[3]

[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Energy Agency

# 次世代ナトリウム冷却高速炉の原子炉周り遮蔽設計
# （2）径方向中性子遮蔽合理化に向けた設計手法改良

Shielding design in the reactor vessel for the next generation sodium-cooled fast reactor
(2) Improvement of shielding design methods for optimizing radial neutron shieldings

*日比 宏基[1]，福地 郁生[1]，増山 大輔[2]，杉野 和輝[3]，大木 繁夫[3]
[1]MFBR，[2]三菱重工，[3]原子力機構

高速炉に高性能遮蔽材を用いる時に顕著となる、(a)遮蔽体からの中性子ストリーミング、(b)炉心槽での中性子束分布周方向不均一性、(c)$B_4C$ 遮蔽材での B-10 燃焼効果による影響を評価し、設計対応を検討した。

**キーワード**：次世代炉、ナトリウム冷却高速炉、中性子透過挙動、径方向遮蔽体、設計手法改良

**1. 緒言**：次世代ナトリウム冷却高速炉では、原子炉容器大型化を回避するための合理化策として、高速中性子(0.1MeV 以上)に対する遮蔽性能が高い材料(Zr-H、$B_4C$ 等)を径方向遮蔽材に採用する傾向にある。この場合、構造上の理由で生じる遮蔽材充填率の粗密によって中性子ストリーミングが顕著になる等、高性能遮蔽材特有の現象が生じる。そこで、懸念事項を抽出して、$B_4C$ を代表例として設計への影響を定量的に評価し、設計対応を明らかにする。

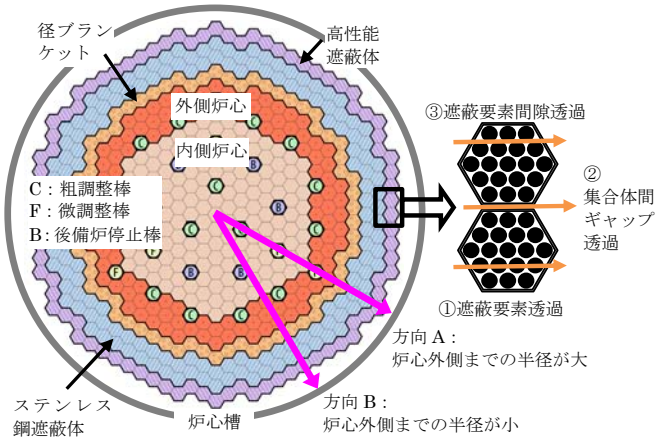



図 1 遮蔽体での中性子ストリーミングと炉心からの中性子漏えいの概念

**2. 検討内容**

**2-1.中性子遮蔽体での中性子ストリーミング**：ピン型遮蔽要素の場合では、図 1 に示すように、①減衰率が高い遮蔽要素での透過の他に、減衰率が低い②遮蔽体がない集合体間ギャップ及び③遮蔽材充填密度が低い遮蔽要素間隙からの透過があり、これにより高性能遮蔽体では中性子ストリーミングが顕著になる。詳細メッシュによる 2 次元 XY 体系での Sn 計算にてストリーミング係数を評価し、B-10 濃縮度が高い(遮蔽性能が高い)ほど大きくなるが、濃縮度に依らず遮蔽要素本数 19 本以上でほぼ飽和する結果を得た。

**2-2. 炉心槽位置での周方向中性子束分布の不均一性効果**：図 1 に示す方向 A(炉心コーナー方向)と方向 B(炉心辺部方向)では炉中心から炉心外側までの半径が異なるため、炉心槽位置での周方向中性子束分布に歪が生じる。この歪は透過物質との散乱によって緩和されるが、減衰率が高い高性能遮蔽材では、歪緩和効果が抑制されるためピーク値/周方向平均値(周方向歪率)が小さくならない傾向となる。集合体形状等を忠実に模擬した 3 次元モンテカルロ計算にて評価し、高速中性子束の周方向歪率は約 1.2 となる結果を得た。

**2-3. $B_4C$ での遮蔽性能に対する B-10 燃焼効果**：$B_4C$ は、主に中性子吸収反応により中性子を減衰させるが、B-10 が燃焼するために長期炉内滞在の場合には遮蔽性能の低下が無視できなくなる。遮蔽体寿命 60 年(プラント寿命に同じ)として B-10 燃焼率変化を評価し、B-10 濃縮度の減少率は約 10%となる結果を得た。

**3. 結言**：高性能遮蔽体採用時の炉心径方向遮蔽設計に対し、(1)遮蔽要素本数を 19 本以上として中性子ストリーミングを抑制し、(2)ストリーミング効果×周方向不均一性効果を評価して補正係数として考慮するとともに、(3)$B_4C$ を使用する場合は遮蔽性能の観点から必要とされる B-10 濃縮度の 10%増で製作時仕様を設定する手法を定めた。

◇本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

*Koki Hibi[1], Ikuo Fukuchi[1], Daisuke Masuyama[2], Kazuteru Sugino[3] and Shigeo Ohki[3]
[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Energy Agency

# 次世代ナトリウム冷却高速炉の炉心設計
# （1）炉心設計に対する性能要求と設計条件

Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor

(1) Core performance requirements and design conditions

*大木 繁夫[1]，近澤 佳隆[1]，久保 重信[1]，日比 宏基[2]，菅 太郎[3]

[1]原子力機構，[2]MFBR，[3]三菱重工

次世代ナトリウム冷却高速炉の炉心設計の結果について実証段階の炉心を中心に3件のシリーズ発表で報告する。本報では炉心設計に対する性能要求と設計条件を述べる。

**キーワード：** ナトリウム冷却高速炉、炉心設計、次世代炉、性能要求、設計条件

## 1. はじめに

エネルギー政策の変遷や設計検討の進捗を考慮し、将来のベースロード電源として資源制約解放をもたらす次世代ナトリウム冷却高速炉の開発目標とともに、目指すべき実用段階の炉を実現するための実証段階の炉の役割を検討した。それら炉心設計に対する主な性能要求・設計条件を述べる。

## 2. 主な性能要求・設計条件

①燃焼度　他電源に匹敵する経済性を得るためブランケット燃料を含む全炉心取出平均燃焼度を以下のように設定。

（実用段階）　導入期： 60 GWd/t 以上

平衡期： 80 GWd/t 以上（炉心部取出平均燃焼度：150 GWd/t 程度）

（実証段階）　60 GWd/t 以上　（実用段階のピーク燃焼度に相当する照射データを取得するとともに、燃焼特性評価を含む炉心設計技術を確立する。）

②増殖比

（実用段階）　低増殖炉心：1.1 程度　（径方向ブランケット燃料の削除等により平衡期の増殖比1.0程度を確保できること。）

高増殖炉心：1.2 程度　（将来の原子力発電規模の不確実性への対応として高い増殖比も可能としておく。低増殖炉心とほぼ同じ原子炉構造に適合可能な炉心とする。）

（実証段階）　増殖比1.1の炉心を対象として増殖性能を実証する。

③燃料組成（実用段階、実証段階共通）　導入期から平衡期にかけての燃料組成変動に対応可能であること(高フィッサイル組成と低フィッサイル組成で燃料組成変動を包絡する条件を設定。ここで、異なる燃料組成が混在して炉心が構成される状態（燃料組成の混載）を考慮。)。従来想定していた発電設備容量58 $GW_e$だけでなく、新たな原子力の電源構成比率20～22%（発電設備容量27～30 $GW_e$）との整合性を確認。

④マイナーアクチニド（MA）含有率　（炉心燃料重金属に対する質量割合として定義）

（実用段階）　炉心平均の上限を3 wt%程度、局所的な最大値を5 wt%程度とする。

（実証段階）　設計条件は実用段階と同様。MA含有燃料の段階的な導入を可能とし、MAリサイクル技術を実証するとともにMA含有燃料を装荷した炉心の設計技術を確立する。

⑤安全要求（実用段階、実証段階共通）

・流量喪失型スクラム失敗事象（ULOF）起因過程における即発臨界回避のため、ナトリウムボイド反応度6 $程度以下、炉心高さ100 cm程度以下、炉心平均比出力40 kW/kg-MOX程度以上とする。

・再臨界回避方策として、全ての炉心燃料集合体に溶融燃料排出経路である内部ダクトを設置。

## 3. おわりに

次世代ナトリウム冷却高速炉が達成すべき炉心性能要求・設計条件を設定した。引き続く発表において実証段階の炉心設計結果を示し、性能要求に対する達成度や設計成立性を議論する。本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

---

Shigeo Ohki[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Koki Hibi[2] and Taro Kan[3]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Mitsubishi FBR Systems, [3] Mitsubishi Heavy Industries.

# 次世代ナトリウム冷却高速炉の炉心設計
# (2) 基準炉心の構築

Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor
(2) Reference core design

*坪井 亨[1], 森脇 裕之[2], 小倉 理志[2], 日比 宏基[2],
前田 誠一郎[3], 大釜 和也[3], 近澤 佳隆[3], 大木 繁夫[3]
[1]三菱重工, [2]MFBR, [3]原子力機構

次世代ナトリウム冷却高速炉の性能要求・設計条件を達成しつつ、炉心核熱特性に対する他設計からの制約条件を満足する実証段階の高速炉の基準炉心を構築した。

**キーワード：**次世代炉、ナトリウム冷却高速炉、炉心核設計、炉心熱設計、炉心特性

**1. 緒言**　シリーズ発表(1)で報告した性能要求等を達成し、実証段階の 75 万 kWe 級高速炉の主要な検討条件として、①被覆管材は ODS 鋼・ラッパ管材は PNC-FMS、②炉心熱出力 1765 MWt、③運転サイクル長さ 13 か月以上、④原子炉入口／出口温度 395／550℃、⑤1 次冷却材必要流量 9000 kg/s 以下、⑥高速中性子(注)照射量 $5.0\times10^{23}$ n/cm$^2$ 程度以下、⑦最大線出力 430 W/cm 程度以下、⑧主炉停止系及び後備炉停止系の炉停止余裕を満足する基準炉心を構築する。（注）中性子エネルギー0.1 MeV 以上

**2. 検討条件**　核特性評価は、JENDL-4.0 から作成された炉定数 JFS-3-J4.0 を用い、3 次元三角メッシュ 7 群拡散・燃焼計算を基準として、輸送・メッシュ効果など基準計算に対する補正、種々の不確かさ、プラント運転余裕を考慮して評価する。このとき、燃料の組成変動(6 組成)を包絡して運転可能な炉心とするため、異なる組成の混載(燃料混載)により想定される反応度低下分を補償するように、プルトニウム富化度及び制御棒挿入位置を設定する。熱特性評価は、核特性評価で得られた出力分布履歴を用い、被覆管の温度及び累積損傷和が制限値以下となるよう燃料集合体及び制御棒等の炉心構成要素に対する 1 次冷却材必要流量（無効流量及び燃料混載による影響など設計余裕を加算）を考慮する。

**3. 検討結果**　図 1 に示す炉心を基準炉心として構成した。この炉心において、運転サイクル長さを 18 か月（燃料集合体の炉内滞在期間 6 サイクル）とすることで、増殖比約 1.1、全炉心取出平均燃焼度約 83 GWd/t（炉心取出平均燃焼度約 150 GWd/t）、最大線出力約 400 W/cm、ナトリウムボイド反応度約 6 $、1 次冷却材必要流量は約 9000 kg/s 等となり、性能要求、制限条件を満足した。このとき、出力分布、制御棒価値に内部ダクトによる中性子束分布歪みの影響[1, 2]を考慮しても設計が成立することを確認している。

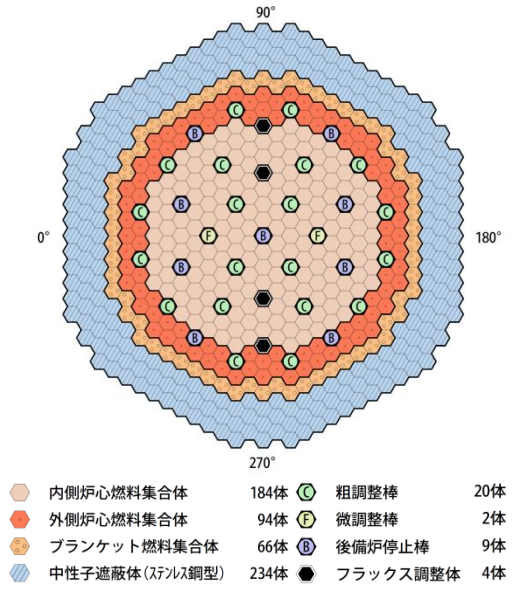



図 1　基準炉心の構成
（シリーズ発表(3)を参照）

**4. 結言**　実証段階の 75 万 kWe 級高速炉に対し、次世代ナトリウム冷却高速炉の性能要求等を満足する基準炉心を設定し、炉心核熱特性の観点からの成立性を確認できた。本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

**参考文献**　[1]大釜 他：日本原子力学会 2014 年春の年会 K15（2014）　[2]森脇 他:日本原子力学会 2015 年秋の大会 B23(2015)

*Toru Tsuboi[1], Hiroyuki Moriwaki[2], Masashi Ogura[2], Koki Hibi[2], Seiichiro Maeda[3], Kazuya Ohgama[3], Yoshitaka Chikazawa[3] and Shigeo Ohki[3]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, [2]Mitsubishi FBR Systems, [3]Japan Atomic Energy Agency

# 次世代ナトリウム冷却高速炉の炉心設計
# （3）炉心構成の高度化検討

Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor

(3) Design optimization for the core arrangement

*森脇 裕之[1]、小倉 理志[1]、菅 太郎[2]、大木 繁夫[3]

[1]MFBR，[2]三菱重工，[3]原子力機構

次世代ナトリウム冷却高速炉の高度化として、実証段階の 75 万 kWe 級炉心を対象に制御棒挿入位置の変化に伴う出力分布の変動が抑制されるような炉心構成を検討し、炉心水平方向出力分布の平坦化を達成した。

**キーワード**：次世代炉，ナトリウム冷却高速炉，炉心構成，設計高度化，フラックス調整体

**1. 緒言**　次世代ナトリウム冷却高速炉では、原子炉容器径縮小のため、切欠き型炉上部機構を採用しており、制御棒を配置できない領域が存在する等の制約がある。改良前の炉心[1](図 1(a)改良前)では、制御棒挿入位置の変化に伴い最大線出力が大きく変化する(図 2､改良前)ため、幅広い燃料組成を装荷する等の設計要求に対する設計裕度が小さい。

そこで、制御棒挿入位置が変化しても出力分布の変動が小さい炉心構成を検討した。

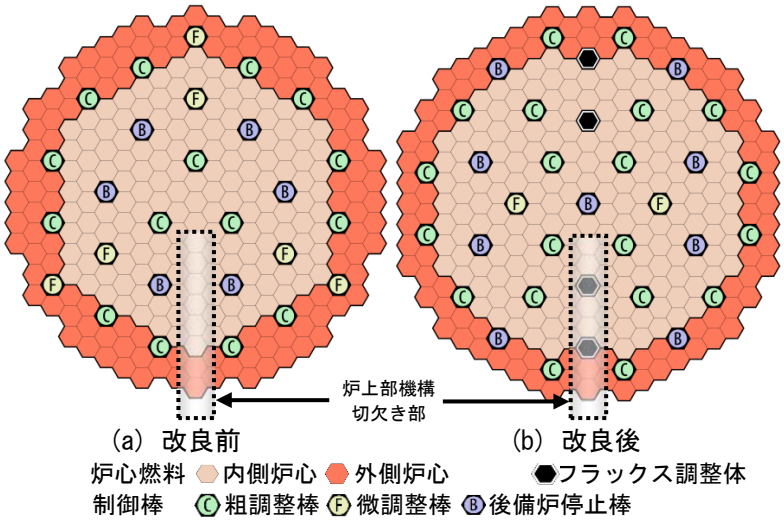



図 1　炉心構成の見直し

**2. 検討結果**　外側炉心での最大線出力の変動を抑制するため、①外側炉心の層数を周方向一様とし、②内側炉心と外側炉心に配置する粗調整棒の本数割合を最適化した。さらに、制御棒配置の制約により生じる水平方向の出力分布歪を抑制するため、③制御棒配置を 1/3 対称から 1/4 対称に変更し、④制御棒間隔が広くなっている個所に燃料要素が無くラッパ管だけの構造を持つ「フラックス調整体」を設置した(図 1(b)改良後)。

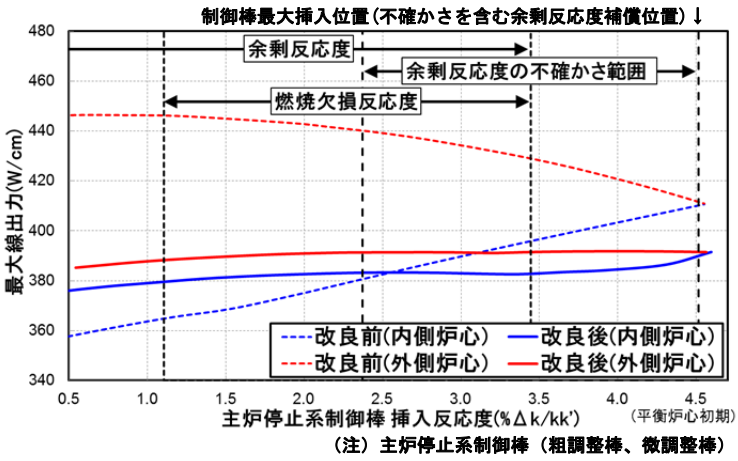



図 2　制御棒挿入位置を変更した場合の最大線出力変動

その結果､制御棒最大挿入位置(不確かさを含む余剰反応度補償位置)における最大線出力が約 5%低減し、制御棒挿入位置が変化しても最大線出力が大きく変動しない(図 2､改良後)炉心を構成することができた。

**3. 結言**　炉心燃料集合体及び制御棒の配置の最適化、並びにフラックス調整体の設置により、出力分布の平坦化を図り、幅広い燃料組成を装荷する等の設計要求に対応できる炉心構成を構築した。

◇本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

**引用文献**　[1] 小倉　理志、他：日本原子力学会 2010 年秋の大会 P31（2010）

*Hiroyuki Moriwaki[1], Masashi Ogura[1], Taro Kan[2] and Shigeo Ohki[3]

[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Thu. Sep 8, 2016 4:05 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [2I13-17] System of sodium-cooled reactor

Chair: Masaaki Nakano (Fuji Electric)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [2I13] Dry cleaning process test for fuel assembly of fast reactor plant system

(1)Master-planning

*Atsushi Katoh[1], Masako Tanaka[3], Yuuichi Ohtani[3], Nobuki Oka[3], Akihiro Ide[2], Keiichi Nagai[1] (1.JAEA, 2.MFBR, 3.MHI)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [2I14] Dry cleaning process test for fuel assembly of fast reactor plant system

(2)Glove box test results

*NOBUKI OKA[1], ATSUSHI KATO[2], KEIICHI NAGAI[2], MASAKO TANAKA[1], YUICHI OHTANI[1], AKIHIRO IDE[3] (1.MHI, 2.JAEA, 3.MFBR)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [2I15] Design study for the structures for gas entrainment prevention and gas exclusion at the primary pump of the next generation sodium-cooled fast reactor

*Katsunori Amano[1], Yasuhiro Enuma[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Osamu Watanabe[2], Satoshi Hayakawa[2], Tomoyuki Inoue[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.MITSUBISHI FBR SYSTEMS, INC.)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

### [2I16] A study of measures against sodium-water reaction in next generation sodium-cooled fast reactor based on SDG

*Hironori Kanda[1], Yasuhiro Enuma[1], Satoshi Futagami[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Yasushi Okano[1], Naoki Yoshioka[2], Hiroshi Ushiki[2] (1.JAEA, 2.MFBR)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

### [2I17] Reinforcement of imergency power supply system for next generation SFR

*Nobuyuki Ishikawa[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Daisuke Sato[2], Risako Ikari[2] (1.JAEA, 2.MFBR)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

# 高速炉プラントシステムの燃料集合体乾式洗浄試験

## (1) 全体計画

Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(1) Master planning

*加藤　篤志[1]、永井　桂一[1]、田中　昌子[2]、大谷　雄一[2]、岡　伸樹[2]，井手　章博[3]

[1]原子力機構、[2]三菱重工、[3]MFBR

使用済燃料集合体の残留ナトリウムのアルゴンガスブロウによる乾式洗浄システムの研究開発を実施している。本報告は、要素試験及び乾式洗浄性能評価（実規模試験）の全体計画について報告する。

**キーワード：**ループ型炉、洗浄システム、使用済燃料集合体

**1. 緒言**：ナトリウム(以下 Na)容器から引揚げられた使用済燃料集合体(以下 SF)には Na が付着しており、水プールで貯蔵する前に Na 残留量を低減させる必要がある。先行炉で採用された湿式洗浄(水プール貯蔵前に水により洗浄し、SF を缶詰した後に水プールで保管)は大量の液体廃棄物が発生する。このため、Na 容器からの引揚時の Na の自然ドレンに続き、SF を 300℃のアルゴンガスでブロウすることで Na 付着量を低減し、湿式洗浄プロセスを省略することで、廃棄物量の低減と経済性の向上を狙った乾式洗浄を指向してきた(図 1)。一方仏国 ASTRID 計画では、先進的な洗浄システムを検討しており、候補の一つとして日本から乾式洗浄システムを提案している。本件では本システムの実証・性能向上のための検討の全体計画を示す。

**2. 試験計画**：燃料集合体(図 2)は、燃料ピンバンドル、ワイヤスペーサ、燃料ピン支持部等、Na 残留要因となる狭隘部等を有する構造である。これに対し、Na 残留量の予測評価式の構築と、これに係る基礎データの取得および試験による実証は、洗浄システムの設計に必須であるとともに、燃料取扱システム全体の設計合理化に資する。このため平成 26 年度より、以下の 3 段階の計画に基づき研究開発を実施している。

①要素試験 1：短尺燃料ピンバンドル(グローブボックス(GB))試験：実機環境を模擬するための基本条件、燃料ピン表面及び狭隘部(燃料ピン/ワイヤスペーサ)への Na 残留量を把握するため、GB 内で短尺燃料ピンバンドル試験体を Na に浸漬し、自然ドレン後の Na 残留形態及び量を評価するとともに、ループ試験計画立案に必要なデータを準備する。

②要素試験 2：中尺燃料ピンバンドル(Na ループ)試験：Na 残留の大部分を占める燃料ピン束部(図 3)への残留量評価式(ドレン後及び乾式洗浄後)を構築するため、GB 試験で用いる供試体よりも長尺とした燃料ピンバンドル要素を Na 中に浸漬し、自然ドレン後の Na 残留形態及び量を評価する。加えてガス洗浄を行うことで洗浄効果の確認、乾式洗浄の条件の最適化を行う。

③実規模(Na ループ)試験：実規模での残留量評価、残留モデル検証及び乾式洗浄性能の実証を行うため、実規模燃料集合体を用いた乾式洗浄プロセスの後に、各部の残留状況及び残留量評価を行う。

**3. 結論**：本計画に沿って平成 31 年度までの研究開発計画を策定し、実施している。

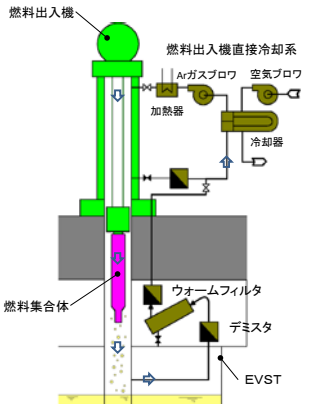



図 1　乾式洗浄システム

| 項　目 | 内　容 |
|---|---|
| 型式 | 改良<br>内部ダクト型 |
| 燃料ピン数 | 255本 |
| 燃料<br>被覆管径 | 10.4mm |
| スペーサ<br>ワイヤ径 | 1.03mm |

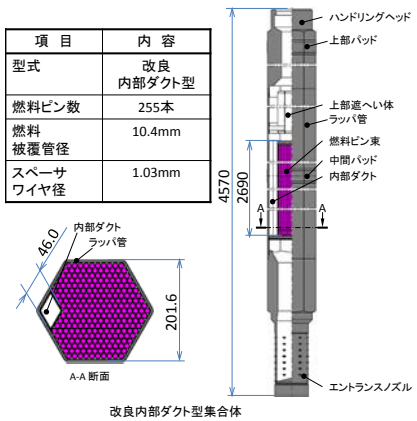



図 2　燃料集合体構造

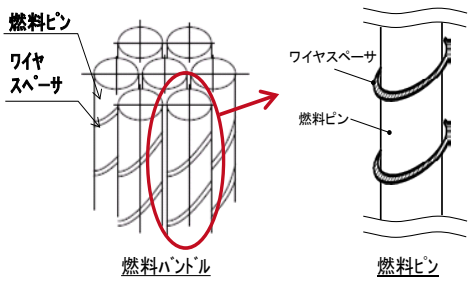



図 3　燃料ピン部

* Atsushi Katoh[1], Keiichi Nagai[1], Nobuki Oka[2], Masako Tanaka[2], Yuichi Ohtani[2], and Akihiro Ide[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Mitsubishi FBR Systems

※本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

# 高速炉プラントシステムの燃料集合体乾式洗浄試験
## (2) グローブボックス試験成果

Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System
(2) Glove Box Test Results

*岡　伸樹[1]，田中　昌子[1]，大谷　雄一[1]，加藤　篤志[2]，永井　桂一[2]，井手　章博[3]
[1]三菱重工，[2]原子力機構，[3]MFBR

燃料集合体の乾式洗浄試験のうち，燃料洗浄の初期条件となるナトリウム中から取り出した際の燃料集合体のドレン性及び乾式洗浄性能評価を目的として実施したグローブボックス試験結果について報告する。

**キーワード：**ループ型炉，洗浄システム，使用済燃料集合体

**1. 緒言**：使用済燃料集合体には，多くのナトリウム（以下 Na）が付着していることから，水プール浸漬前の燃料集合体洗浄時に Na 廃棄物も相当量発生する。このため，本研究では，事前に高温のアルゴンガスで燃料集合体をブローすることにより，Na 付着量低減を狙う乾式洗浄技術開発を行っている。ここでは，実機環境を模擬するための基本条件，燃料ピン表面及び狭隘部(燃料ピン/ワイヤスペーサ)への Na 残留量を把握するため，要素試験として実機燃料集合体の一部を模擬した供試体を作成し，不活性ガス雰囲気のグローブボックス内で，供試体を所定時間 Na 中に浸漬させ，表面を Na で濡らした後，取り出した供試体への Na 残留形状・量の観察・評価を行った。

**2. Na の残留形状・量評価試験**

**2-1. 試験装置**：実機燃料集合体の直径，表面粗度及び Na 流路確保用ワイヤスペーサ形状を模擬した短尺燃料ピンを準備し，実機の燃料ピンの配列を模擬した 7 本バンドルの供試体を作成した。この供試体を Na 中に浸漬させるために，Na ポット，マントルヒータ等から構成される残留形状・量評価試験装置を準備した（図 1)。

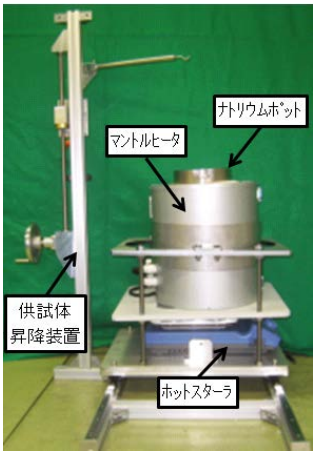


図 1 残留形状･量評価試験装置

**2-2. 試験条件**：実機では，燃料集合体は長時間 Na 中に浸漬していることから，確実に Na で濡れている。このため，実機環境を模擬した試験とするために，供試体が Na で濡れる条件を導出した。試験では，この条件にて供試体を Na 中に浸漬させた。ここでは，供試体表面粗度，供試体取り出し時 Na 温度等をパラメータとした Na 残留形状・量の観察・評価を行った。

**2-3. 試験結果**：供試体を Na 中に浸漬させ，十分に濡らした後，Na 中から取り出し，供試体への Na 残留状況確認（図 2）と化学分析より，条件毎の供試体表面，ワイヤスペーサと供試体間等の狭隘部に残留する Na 量を把握するとともに，その再現性を確認した。表面粗度が低下すると残留量が増加し，取り出し時 Na 温度が高いと残留量が低下する傾向等を確認した。

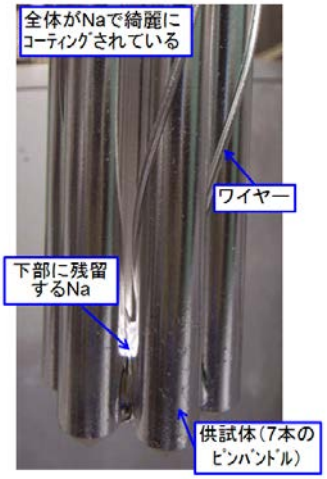


図 2 供試体への Na 残留状況

**3. 結論**：実機燃料集合体の直径，表面粗度及びワイヤスペーサ形状を模擬した供試体に残留する Na の形状・量を把握し，Na 残留量の評価式構築のための基礎データを取得した。今後，他部位への残留量評価に係わる基礎データ等を取得し，乾式洗浄試験へ展開する予定である。

**参考文献**

[1] ナトリウム技術読本 JNC-TN9410-2005-011，[2] ナトリウム技術実用物性値表 PNC TN941 81-71

*Nobuki Oka[1], Masako Tanaka[1], Yuichi Ohtani[1], Atsushi Katoh[2], Keiichi Nagai[2] and Akihiro Ide[3]
[1]Mitsubishi Heavy Industries., [2]Japan Atomic Energy Agency., [3]Mitsubishi FBR Systems

※本報告は，経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

# 次世代ナトリウム冷却高速炉 1 次ポンプにおけるガス巻込み防止及びガス抜き構造の検討

Design study for the structures for gas entrainment prevention and gas exclusion at the primary pump of the next generation sodium-cooled fast reactor

*天野 克則[1]，江沼 康弘[1]，近澤 佳隆[1]，渡辺 収[2]，早川 教[2]，井上 智之[2]
[1]原子力機構，[2]MFBR

次世代ナトリウム冷却高速炉の 1 次冷却材中への気泡混入は炉出力変動の原因となる。本報では、1 次冷却材中の気泡を許容値以下に抑えるための対策である 1 次ポンプのガス巻込み防止及びガス抜き構造の検討について報告する。

**キーワード**：次世代ナトリウム冷却高速炉，1 次ポンプ，ガス巻込み防止，ガス抜き

## 1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計要件に適合する設計取り纏めに向け、各機器の成立性に関する課題への検討を実施している。1 次冷却材中にはベント型制御棒からのヘリウムの放出、1 次ポンプの軸周りでのカバーガスの巻込みなど、気泡が混入する可能性がある。1 次冷却材中の気泡は炉出力変動の原因となるため、1 次ポンプの自由液面部で気泡を分離する方針である。そこで、1 次ポンプのガス巻込み防止及びガス抜き構造を検討し、気泡分離量評価によりその有効性を確認した。

## 2. 検討結果

検討した対策構造を図 1 に示す。主な対策構造の概要は以下の通り。

- カバーガスが下方に入り込むのを妨げるため、ポンプケーシング径を狭め、且つ多孔のフロー孔を上方に設置し、軸受からのリークフローを上昇流とする。
- シールリングからのリークフローを上方に導き、浮力による気泡分離を促進するためのフローガイドを設置する。

上記対策構造に対し、二相流解析により軸周りのカバーガス挙動、リークフロー中のヘリウムの挙動を評価した。図 2 にその概要を示す。解析結果から評価した①＋②による気泡分離量は、気泡分離の目標値（1 次系内の気泡濃度を許容値以下にするための分離量）の 5 倍以上であることが分かった。

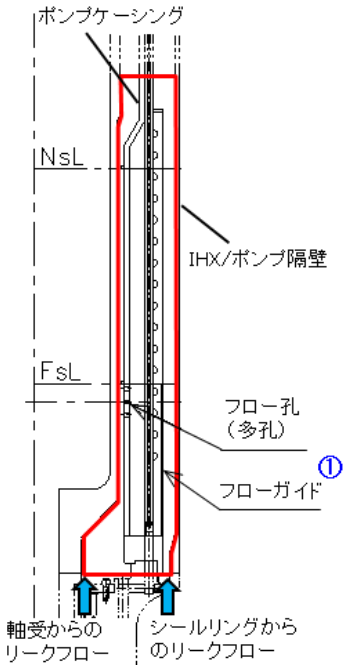



図 1　対策構造

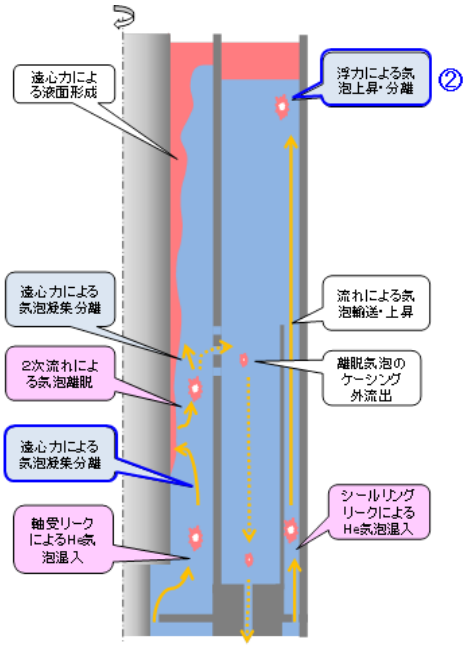



図 2　気泡の挙動

## 3. 結論

1 次ポンプのガス巻込み防止及びガス抜き構造を検討し、1 次冷却材中に混入した気泡は 1 次ポンプで分離可能な見通しを得た。今後、この評価結果を試験等で確認し、引き続き、安全設計要件に適合する設計取り纏めに向け検討を進める。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

---

*Katsunori Amano[1], Yasuhiro Enuma[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Osamu Watanabe[2], Satoshi Hayakawa[2] and Tomoyuki Inoue[2]
[1]JAEA, [2]MFBR

# 次世代ナトリウム冷却高速炉における GIF 安全設計ガイドラインを踏まえたナトリウム-水反応への対応検討

A study of measures against sodium-water reaction in next generation sodium-cooled fast reactor based on SDG

*神田 大徳[1]，江沼 康弘[1]，二神 敏[1]，近澤 佳隆[1]，岡野 靖[1]，吉岡 直樹[2]，宇敷 洋[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]三菱 FBR システムズ（株）

GIF の安全設計ガイドライン（SDG）では第 4 世代炉としてのナトリウム-水反応に対する安全対策が議論されている。本報では、次世代ナトリウム冷却高速炉の蒸気発生器（SG）でのナトリウム-水反応事象に対し、多重性・多様性を拡張した設計対策を実施し、多重故障に対する安全性を評価・確認した。

**キーワード**：次世代ナトリウム冷却高速炉，蒸気発生器，ナトリウム-水反応

## 1. 緒言

GIF の SDG においては、影響緩和対策の多重故障を設計拡張状態で想定することが設計要件として検討されている。SG 伝熱管破損に起因したナトリウム-水反応に関しても、多重性・多様性を考慮した安全対策が必要となる。このような背景をふまえ、次世代ナトリウム冷却高速炉の設計オプションである単管ヘリカルコイル型 SG の設計検討を実施し安全対策の有効性を評価した。

## 2. 検討結果

### 2-1. ナトリウム-水反応評価に基づく SG 仕様の検討

本報では、ナトリウム - 水反応による水リークの拡大規模を 1DEG（Double Ended Guillotine）以内に抑制することを目安として単管ヘリカルコイル型 SG の仕様を検討した。破損伝播への感度が高い伝熱管肉厚及び伝熱管ピッチをパラメータとしてセーフティマップ評価を実施し、概ね破損伝播を防止できる伝熱管肉厚と伝熱管ピッチ等の SG 仕様を評価した（図 1 参照）。この仕様において、従来の設計基準での想定と同様に、1 本の伝熱管の微少からギロチン破断相当までの初期水リーク率を想定した破損伝播解析を実施し、最大水リーク率を 1DEG 以内に抑制できることを確認した。

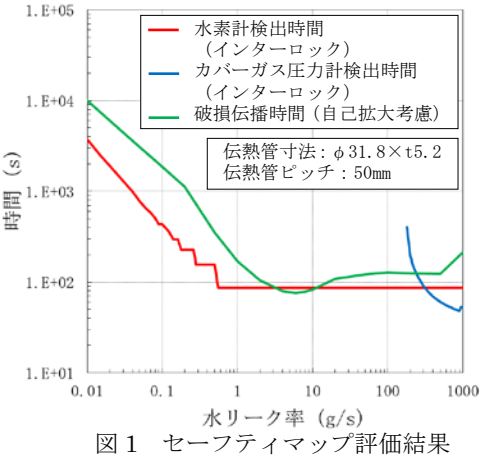


図 1　セーフティマップ評価結果

### 2-2. SDG との対応

これまでの設計検討から、SG 伝熱管破損における設計拡張状態として、影響緩和対策の多重故障を想定した場合の水リークの拡大規模は、SG 内水・蒸気の放出機能が喪失するような多重故障の組み合わせが最も厳しくなることが指摘されている [1]。今回検討した単管ヘリカルコイル型 SG においても、当該事象が同様に厳しくなることが推定されることから、水・蒸気放出機能の喪失を想定した破損伝播解析を実施し、破損伝播の事象推移、水リーク率の拡大規模を評価した。これらの評価結果から、設計拡張状態において 2 次冷却材系に生じ得る圧力影響を検討し、前項で設定した工業的に現実解となり得る仕様において 1 次/2 次冷却材バウンダリの構造健全性を確保できる見通しを得た。

## 3. 結論

次世代ナトリウム冷却高速炉の設計オプションとして、単管ヘリカルコイル型 SG について設計検討を実施し、単管ヘリカルコイル型 SG が GIF 安全設計ガイドラインを踏まえた SG 伝熱管破損の設計拡張状態に対して成立性を有することを見通した。

## 参考文献

[1] Kanda, H., et al., 2016, ICONE24, Charlotte, 60156

*Hironori Kanda[1], Yasuhiro Enuma[1], Satoshi Futagami[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Yasushi Okano[1], Naoki Yoshioka[2], Hiroshi Ushiki[2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Mitsubishi FBR systems Inc.

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 27 年度高速炉等技術開発」の一環 として実施した成果を含む。

# 次世代ナトリウム冷却高速炉の非常用電源構成の強化

Reinforcement of emergency power supply system for next generation SFR

*石川 信行[1]， 近澤 佳隆[1]，佐藤 大輔[2]，猪狩 理紗子[2]

[1]原子力機構，[2]三菱 FBR システムズ

次世代ナトリウム冷却高速炉について除熱喪失事象（LOHRS）対策の冷却設備等が合理化された最新設計を対象に、多様性・多重性の観点でも強化を図った非常用電源設備の構成に関する検討結果を報告する。
**キーワード：**次世代ナトリウム冷却高速炉，非常用電源設備

## 1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉の設計においては、独立性や多様性・多重性の観点でも設計の強化が求められており、除熱喪失防止対策、全交流電源喪失対策等の強化を踏まえて、最適な非常用電源構成の検討を実施しその構成概念を取りまとめた。

## 2. 非常用電源設備構成の検討

### 2-1. 検討対象

設計基準事故（DBA）に対処する非常用発電機（安全系ガスタービン発電機）に加え、除熱喪失防止対策のための追加冷却設備及び燃料取扱設備の追加冷却設備に給電するための、設計拡張状態（DEC）に対処する非常用発電機を対象とする。

### 2-2. 設計検討方針

非常用電源設備構成の設計検討の前提条件および方針は以下の通り。

・DBA 対応の崩壊熱除去系は完全自然循環の DRACS、PRACS とする。炉外燃料貯蔵設備（EVST）の冷却系は空冷の強制循環の設備を想定する。

・除熱喪失事象（LOHRS）対策として DBA 設備の復旧（ダンパ等のマニュアル操作等）をまず行うが、DBA 設備から独立した補助炉心冷却系を 1 系統設置する。また、EVST 冷却系も DBA 設備から独立したループ型冷却系を 1 系統設置する。

・DEC 関連の非常用電源設備は DBA に対処する電源設備とは独立に設ける。

### 2-3. 検討結果

上記の方針に加えて、容量や運用、信頼性等を考慮して、一部共用による物量低減を図った非常用電源構成を検討した。従来は安全系のメンテナンス用ガスタービン発電機（安全系の予備機）と外部電源喪失時に安全系でない機器の一部に財産保護の目的で給電する財産保護系ガスタービン発電機とを独立で設置していたが、安全系のメンテナンス用と財産保護系とを共用化した。長時間の全交流電源喪失対策として DBA 対応の非常用電源とは独立した代替発電機（恒設型と可搬型）を設置している。恒設型は DBA の崩壊熱除去系に加え、除熱喪失防止対策で追加した冷却系への給電も想定しているため発電機容量は 1750kVA としている。可搬型は DBA の崩壊熱除去系のみへの給電とし、当該系統が完全自然循環であることを考慮して最低限の容量（60kVA）としている。

| 項目 | 安全系ガスタービン発電機 | 財産保護系ガスタービン発電機（兼 安全系メンテナンス用ガスタービン発電機） | 代替発電機 |
|---|---|---|---|
| 容量等 | 2 台：3000kVA | 1 台：6000kVA | 恒設型 1 台[*1]：1750kVA<br>可搬型 4 台[*2]：60kVA |

***1:ガスタービン発電機 *2：ディーゼル発電機**

## 3. 結論

運用や規制要求（配線系統分離等）の成立性を確保した上で、非常用発電機の共用により設備の最適化を図った非常用電源設備の構成概念を構築した。

---

*Nobuyuki Ishikawa[1], Yoshitaka Chikazawa[1] ,Daisuke Sato[2] and Risako Ikari[2]

[1]JAEA., [2]MFBR

※本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Thu. Sep 8, 2016 5:25 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [2I18-21] Sodium with suspended nanoparticles

Chair: Kuniyoshi Takamatsu (JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

### [2I18] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(22)Progress of Project

*KUNIAKI ARA[1], AKIRA MIYAMOTO[2], MASAHIKO NAGAI[3], KOICHI KURITA[4] (1.JAEA, 2.Touhoku Univ., 3.MHI, 4.MFBR)

---

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

### [2I19] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(23)Reaction Suppression (6)

*JUN-ICHI SAITO[1], KEIICHI NAGAI[1], KUNIAKI ARA[1] (1.JAEA)

---

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

### [2I20] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(24)Reaction Suppression (7)

*KEIICHI NAGAI[1], JUN-ICHI SAITO[1], KUNIAKI ARA[1] (1.JAEA)

---

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

### [2I21] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(25)Theoretical study (8)

*Nozomu Hatakeyama[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2] (1.Tohoku University, 2.JAEA)

---

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

# ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究（22）全体進捗状況

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(22) Progress of Project

*荒　邦章[1]，宮本 明[2]，永井　正彦[3]，栗田　晃一[4]
[1]原子力機構，[2]東北大学，[3]三菱重工業，[4]MFBR

ナノ粒子分散ナトリウム（ナノ流体）による冷却材ナトリウムの化学的活性度抑制技術を用いた高速炉の安全性向上を目指している。従来の設計基準を超える厳しい事故を想定したナノ流体技術の開発および適用性評価を進めており、これまでに明らかになったナノ流体の適用効果等について報告する。

**キーワード**：高速炉、ナトリウム、反応抑制、ナノ流体

**1. 研究目標**

ナノ流体技術を用いて、冷却材ナトリウムに潜在する危険性を低減することにより、ナトリウムの化学的活性度が係る事故等における格納機能の健全性確保ならびに重大事故への進展防止の可能性を明らかにし、その方策の提示に資することを目標とする。

**2. 研究計画**

かかる目標を達成するために、①ナノ流体の反応抑制効果の評価および抑制メカニズムの解明、②原子炉プラントに適用した場合の効果の評価ならびに適用方策の検討、③全く新しい技術であるナノ流体の製造技術開発を実施している。

**3. 進捗状況**

(1)ナノ流体概念の成立性および冷却材適用性検証

提案概念の原理検証、成立性評価ならびに冷却材としての適用性評価を通じて技術の有効性が示された。ナノ流体の仕様として粒子径 10-30nm 程度で濃度 1-2vol.%程度の条件により、ナトリウムと同等の取扱性のままに要求される反応抑制を実現できることの見通しを得ている。

(2)ナノ粒子分散による反応抑制効果の評価

① 理論と実験の両面の研究が進み、ナノ粒子分散によるナトリウム原子との原子間相互作用の理解が進み、反応抑制メカニズムが明らかになるとともに、反応現象や効果の予測が可能となってきた。新たな手法の適用により、液体金属ナトリウム中のナノ粒子の挙動評価による原子間相互作用の理論推定が可能となり、本件提案技術の根幹となるアルカリ金属のナトリウムと電気陰性度の高い金属種のナノ粒子との組み合わせは実用上充分な安定性を有することが示され実験結果を裏付けている。併せてナノ流体の特性に関わるデータベースなどの基盤知見の蓄積整備を進め実用化検討に備えている。

② 原子間相互作用に起因する反応速度の緩和や反応熱量の低減効果に加えて、物性変化に伴う抑制への寄与ならびにアルカリ金属に固有の電気化学的腐食現象の抑制などに代表される分散ナノ粒子に固有の特性に基づく効果などが明らかになり、それらの相乗により顕著な抑制効果が認められている。

③ 原子間相互作用および抑制効果は、相当に厳しいナトリウム漏えい温度（600℃）においても、充分且つ安定な反応抑制効果を生み出し、従来の設計基準を超える状態でも機能は維持される。

④ 実炉でナトリウム漏えい事故が起こり床面に堆積燃焼すれば、燃焼は継続性を失い、構造物への熱的破損を防ぎ、特殊な環境条件で生じうるアルカリ金属に固有の電気化学的な構造材料の腐食による破損にも至らずコンクリートとの接触を回避、すなわちナトリウムの弱点克服の可能性が示された。反応の自己終息機能は大規模な漏えい事象に対して極めて大きな効果を有することが期待される。ライナ鋼材の貫通破損を防止できればナトリウム-コンクリート反応は生じないが、仮に生じた場合の評価も進めておりナノ流体の適用により顕著な低減効果が再現性をもって確認されている。

⑤ このように、現行のナトリウムの化学的活性度を前提とした特段の設計上の配慮が不要或いは軽減できる可能性が示された。ナノ流体は新たな固-液分散系流体として通常の取扱性は維持したままに化学的活性度を抑制制御しうる安全性向上のブレークスルー技術として実用化が期待される。

(3)ナノ流体製造技術開発

ナノ流体の製造に関わる基盤技術開発、整備を進めており実用製造に必要な装置化に備え知見の蓄積整備が進んでいる。

本研究は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 27 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

---

*Kuniaki ARA[1], Akira Miyamoto[2], Masahiko Nagai[3] and Koichi Kurita[4]
[1]JAEA, [2]Tohoku Univ., [3]MHI, [4]MFBR

# ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究 (23) 反応抑制効果（その６）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium (23) Reaction Suppression (6)

*斉藤淳一[1]、 永井桂一[1]、 荒　邦章[1]
[1]原子力機構

ナトリウムと燃焼反応との現象について、ナノ流体の（ナノ粒子分散による）反応抑制に係わる効果を評価している。

**キーワード**：高速炉、ナトリウム、燃焼、ライナ腐食、反応抑制、ナノ流体

**１．研究計画**　研究アプローチは以下の通り。

(1) （基礎的知見把握）ナノ粒子分散による原子間相互作用に基づく基礎的な物性および特性の変化
(2) （基礎的知見把握）原子間相互作用と反応抑制効果（反応熱、反応速度）の基礎的な関係
(3) （反応現象把握）酸化反応の反応現象（気相反応、界面酸化生成物を介した反応）への効果把握
(4) （実炉適用効果把握）設計基準内外の実機（または事象進展）で考慮すべき現象（腐食、再着火）

**２．ナノ粒子分散による酸化燃焼への抑制効果**

(1) ナノ粒子分散によりナノ粒子原子とナトリウム原子は強固な原子間結合力を形成することが明らかにした。これにより、液体金属の重要な物性の一つである表面張力が増大し、反応特性に影響する特性である蒸発特性（蒸発速度）が低下することが従来までに確認された[1]。ナノ粒子の周囲のナトリウム原子からナノ粒子に電荷移行が生じることが明らかになっている。これにより、反応前のエネルギー状態が安定化し反応のエンタルピーが低下し、反応熱量が低減する。さらに、反応時の活性化エネルギーが増加し、反応速度が低減することが従来までに明らかになった[1]。これまでに、これらの物性値と原子間相互作用のデータベースが整っている。

(2) ナトリウムの酸化反応の特徴は２つある。一つはナトリウムが蒸発し、それが酸素と反応する①気相反応である。これは前述の(1)からナノ粒子分散により蒸発速度（反応速度）と反応熱量の低減により、燃焼温度が低減することが確認された。もう一つは、ナトリウム燃焼は燃焼界面に酸化物を形成し、その酸化物がナトリウムの供給経路となり、燃焼が進行する②界面反応である。ナノ粒子分散により界面酸化物中に熱力学的に非常に安定なナノ粒子を含む酸化物が形成され、ナトリウムの供給経路を閉塞することから、燃焼が途中で停止（自己終息機能と呼ぶ）する固有の特徴が確認された。

(3) 実機の適用効果の評価は③通常運転時と④設計基準外事象を想定する。③通常運転での漏えい燃焼事故では、ナノ粒子分散の効果により燃焼速度および燃焼温度の上昇が緩和され、自己終息機能が発現することから床ライナの機械的強度を維持できることが確認された。また、④設計基準外事象では高温ナトリウムが漏えいする。その場合でもナノ粒子分散による(1)と自己終息機能の発現により燃焼温度の上昇が抑制され、床ライナの機械的強度は維持される。また、高湿分の特殊な環境下で漏えい燃焼が生じた場合に、アルカリ金属に固有の著しい腐食が生じることがある。ナノ粒子分散により、腐食源となる過酸化イオンがナノ粒子と強く結合することから、腐食速度が顕著に減少することが確認された。これにより、床ライナの腐食による破損は考慮しなくてよく、ナトリウムーコンクリート反応が回避される可能性がある。再着火現象についても、ナノ粒子が分散することにより温度、酸素濃度の感度が低下することが想定される。

**３．ナノ流体技術の適用性、反応抑制ポテンシャル**

ナノ粒子分散により原子間相互作用に関係する抑制効果および分散に起因する効果を確認した。自己終息機能や腐食低減のナノ粒子分散が寄与する効果が大きく反応抑制のポテンシャルを高めている。これまでの結果から、設計基準外の事象でナノ粒子分散による反応抑制効果より格納機能が維持できる可能性を見出した。

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 27 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

**参考文献**

[1] J.SAITO et al., Nuclear Engineering and Design, Vol.240 (2010), pp.2664-2673.

*Jun-ichi SAITO[1], Keiichi NAGAI[1] and Kuniaki ARA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究 （24）反応抑制効果（その 7）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(24) Reaction Suppression (7)

*永井　桂一[1]，斉藤　淳一[1]，荒　邦章[1]

[1]原子力機構

ナトリウムと水反応との現象について、ナノ流体の（ナノ粒子分散による）反応抑制に係わる特性や効果を明らかにするとともに、実炉への適用効果を評価している。

**キーワード：**高速炉、ナトリウムー水反応、ナトリウムーコンクリート反応、反応抑制、ナノ流体

## １．研究計画

研究アプローチは次のとおり。

(1)（基礎知見把握）ナノ粒子分散による原子間相互作用に基づく物性や特性の変化の把握、反応速度および反応熱量の変化の把握

(2)（反応現象把握）ナトリウム-水反応におけるナノ粒子分散の効果の把握

(3)（実炉適用効果把握）実炉で生じる反応形態や条件を考慮した実験による効果の把握

## ２．ナトリウム-水反応におけるナノ粒子分散の効果

(1) 基礎知見として、ナノ粒子分散による原子間相互作用ならびに相互作用に基づく有意な物性や特性の変化について、理論推定と実験検証により確認している[1]。これらの知見をデータベース化して実用化検討に備えている。

(2) また、ナトリウムと水との反応の特徴は、反応速度が極めて高く(瞬時に反応)且つ反応によって生じる熱量が大きいことにある。ナノ粒子分散により、反応速度が緩和することならびに反応熱量の低減を把握しており、理論検討でもこれらが裏付けられている。水反応におけるナトリウムとの反応抑制を把握した。

(3) 実炉で生じうるナトリウムと水との反応現象は、水や蒸気が直接的に接触する例えばナトリウム-コンクリート反応のような反応形態に加えて、高温高圧の蒸気が液体ナトリウム中に急速に注入されるような蒸気発生器（SG）伝熱管破損時に生じる水蒸気ジェットで周囲のナトリウムがエントレンされて反応が進行するような特殊な反応形態が存在する。このため、代表的な反応として、水蒸気ジェット様相を形成する水反応現象と水や蒸気と直接接触するような様相の反応についてナノ流体の反応抑制効果の評価を行っている。

以下、両者について、ナノ粒子分散による反応抑制への寄与（現象挙動）および事故時の影響緩和（反応抑制効果）について報告する。

① SG 伝熱管破損による水反応：ナトリウム中に高温高圧の水蒸気を噴射させ、その際に形成される反応ジェット温度の抑制効果を把握し反応温度の低下を確認した。原子間結合力の増加により表面張力が大きくなってエントレン液滴径が増し反応が抑制される。さらに液滴からの蒸発速度が減少することにより反応が抑制、反応ジェット温度が低下（反応抑制）する。

② コンクリートとの反応：現象は燃焼反応とナトリウムー水反応が混在する複合反応であり、燃焼反応によってコンクリートが加熱され、放出された内包水とナトリウムとの反応現象である。この際の反応による水素発生の支配要因はコンクリート含有水との反応にあり、その放出挙動（コンクリート加熱時間や到達温度）と放出量が反応を支配する。反応挙動の把握によりナノ流体適用により水素発生速度および発生量が顕著に低下することを把握している。

## ３．現状の整理

以上を総括するとナノ流体技術は、高速炉で生じうる水反応事故に対し、ナノ流体を適用することにより、ナトリウムーコンクリート反応では発生水素の燃焼（爆発）を抑制し、蒸気発生器伝熱管破損事故については隣接伝熱管の破損抑制ならびに設計基準を超える条件を想定しても破損規模の拡大緩和の効果が期待できる。今後、工学実証や実炉への応用に必要な基盤知見の取得を進めていく予定である。

本研究は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 27 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

**参考文献**

[1] Jun-ichi SAITO and Kuniaki ARA: Nuclear Engineering and Design, Vol.240 (2010), pp.2664-2673.

*Keiichi Nagai[1], Jun-ichi Saito[1] and Kuniaki Ara[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究
# （25）理論検討（8）

Study on Safety Enhancement of the Fast Reactor by Using Nanoparticles Suspension Sodium
(25) Theoretical Study (8)

*畠山 望[1]，三浦 隆治[1]，鈴木 愛[1]，宮本 明[1]，斉藤 淳一[2]，荒 邦章[2]
[1]東北大学，[2]原子力機構

ナトリウムに金属ナノ粒子を分散させたナノ流体の反応抑制メカニズムを理論的に解明するために、人工知能融合超高速化量子分子動力学法に基づくマルチスケール・マルチフィジックス計算化学手法を用いて、物性予測、プール燃焼、液滴落下燃焼について、実測と比較しながら検討を行った。
**キーワード：**ナノ流体，計算化学，超高速化量子分子動力学法，人工知能

## 1. 緒言

高速炉の冷却材として使用するナトリウムを化学的に安定化させるために、金属ナノ粒子を分散させたナノ流体の研究を進めている。ナノ流体の反応抑制効果を理論的に解明し、適用性評価に必要な基礎知見を整備する目的で、超高速化量子分子動力学法（UA-QCMD）に基づいた計算化学による検討を行った。

## 2. 計算方法

ナノ流体の物性予測には、UA-QCMD に必要となる密度汎関数理論（DFT）精度のパラメータ構築に人工知能手法を適用して、これを利用した。プール燃焼については、動的モンテカルロ法に基づくメソシミュレータを開発した。液滴落下燃焼は、マクロレベルの化学反応連続体方程式系を差分法で解いた。

## 3. 計算結果

ナノ流体による反応抑制には、ナトリウム蒸発速度の低下が寄与している。ナノ金属の粒径と数密度を原子レベルでモデル化し（図 1(a)）、UA-QCMD による凝集エネルギーの計算値と実測の相関を求めた。また、ナノ流体でプール燃焼が自己終息する現象の計算に成功し（図 1(b)）、蒸発速度の低下と酸素濃度が液滴落下燃焼にもたらす影響についても、連続体レベルの計算により実験と同様の結果を得た（図 1(c)）。

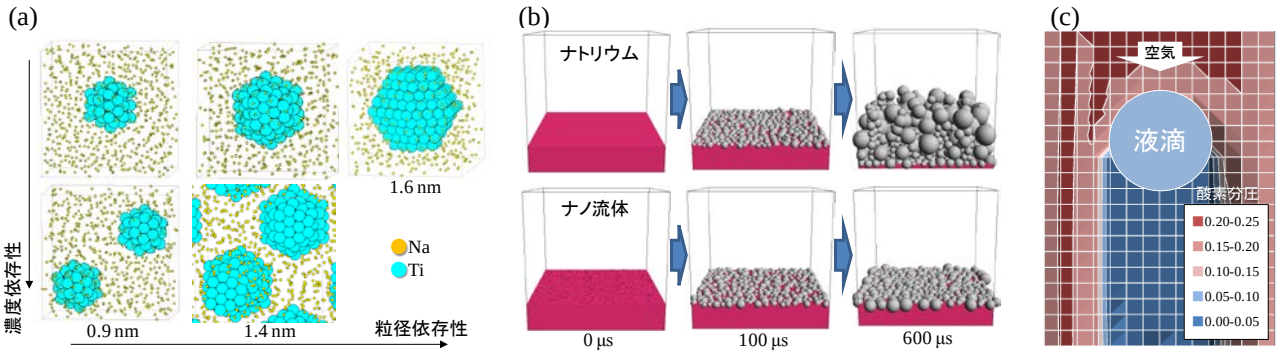



図 1 (a) 物性予測、(b) プール燃焼反応、(c) 液滴落下燃焼の各シミュレーション

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 27 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

---

*Nozomu Hatakeyama[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2] and Kuniaki Ara[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [2J01-04] Medical and Biological Application/Radiation Protection and Control

Chair: Kazumasa Shimada (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [2J01] Development of new radioprotectors utilizing glucosyl-rutin

*Yasushi Aizawa[1], Hansem Yu[2], Shigeaki Sunada[2], Takamitsu Kato[3], Misturu Uesaka[1,2] (1.Department of Bioengineering, School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, the University of Tokyo, 3.Department of Environmental & Radiological Health Sciences, Colorado State University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [2J02] Comparative study on the inhibitory effects of different types of radon treatment on oxidative damage in mice

*Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Norie Kanzaki[1], Kaori Sasaoka[1], Akihiro Sakoda[2], Hiroshi Tanaka[2], Yusuke Kobashi[1], Yuu Ishimori[2], Fumihiro Mitsunobu[3], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2.Ningyo-toge JAEA, 3.Grad. Sch. Med. dent. pharm. Sci.,Okayama Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [2J03] Comparative study on effects of low dose radiation and alcohol on mouse liver function

*Norie Kanzaki[1], Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Kaori Sasaoka[1], Yusuke Kobashi[1], Kiyonori Yamaoka[1] (1.Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [2J04] Discussion on Setting of Reference Level for Workers in Existing Exposure Situation Occurring after Nuclear Accident or Radiological Emergency Situation

*Takatoshi Hattori[1] (1.CRIEPI)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

# 糖転移ルチンを利用した新しい放射線防護剤の開発

Development of New Radioprotectors utilizing Glucosyl-rutin (second report)

*相澤恭[1]，于暠[1]，砂田成章[1]，加藤宝光[2]，上坂充[1]
[1]東京大学大学工学系研究科，[2]コロラド州立大学環境・放射線医学健康科学科

**（抄録）**前報で報告したフラボノイド・ナノ構造体による細胞取り込み効率の改善効果に引き続き、本発表では、他の可溶化剤（シクロデキストリン）との比較や放射線防護剤に最適なフラボノイド（アグリコン）の選択など細胞試験を中心とした試験結果についての続報を発表する。

**キーワード**：放射線防護剤，糖転移フラボノイド，可溶化効果，フラボノイド・ナノ構造体

## 1. 緒言

糖転移ルチンは、水溶性に優れたフラボノイドであり、放射線防護効果が確認されている[1]。しかしながら、水溶性が向上した反面、細胞への取り込み効率が低下する課題がある[1]。そこで、本研究では、この課題を解決するため、糖転移ルチンの可溶化効果を利用した新しいフラボノイド・ナノ構造体を作製し、抗酸化活性の測定や培養細胞を用いた実験を行い、その有用性の検証を行った。

## 2. 実験手法および結果

前報により作製したクェルセチン・ナノ複合体（QNC）を、動的光散乱法（DLS）を用いて、水溶液中の粒度分布を測定した所、Mv=4.1nm とナノ構造を形成していることが分かった（図 1）。また、フラボノイド・ナノ複合体による放射線防護効果を確認するため、CHO 細胞を使用した細胞増殖抑制試験を行った。試験法は、CHO 細胞を PBS で洗浄した後、各フラボノイド（250μM）を溶解した PBS を添加した。30 分後、X 照射装置にて 4Gy の X 線を照射し、培地中に CHO 細胞を各 20,000 個/ウェルになるように調整し 24 ウェルマイクロプレートに撒いた後、3 日後の細胞数をコールターカウンタで測定を行った[2]。その結果、ナノ複合体は、組み合わせたアグリコンの種類によって、放射線防護および放射線増感の両方の効果が確認できた（図 2）。

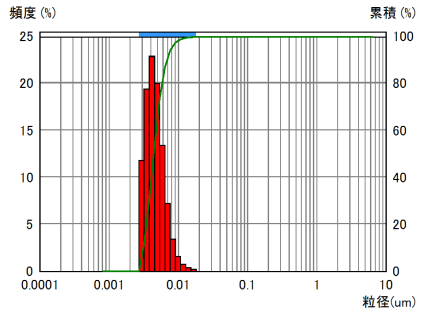



図 1　フラボノイド・ナノ複合体粒度分布

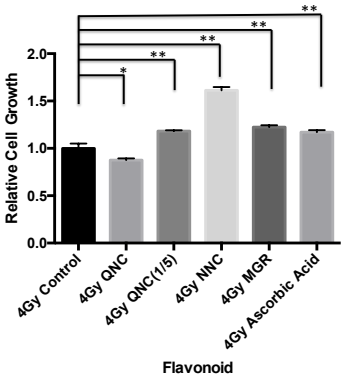



図 2　細胞増殖抑制試験

## 参考文献

[1] S. Sunada, et al., Molecular Medicine Reports, **10,** 1, (2014) pp.10-14

[2] A. Engen, et al., Mutat Res Genet Toxicol Environ Mutagen, 784-785, (2015) pp.15-22

*Yasushi Aizawa[1], HansemYu[1], Shigeaki Sunada[1], Takamitsu Kato[2], Misturu Uesaka[1]

[1]School of Engineering, the University of Tokyo, [2]Department of Environmental & Radiological Health Sciences, CSU

# マウス酸化障害抑制に及ぼすラドン各種摂取方法の比較検討

Comparative study on the inhibitory effects of different types of radon treatment on oxidative damage in mice

*片岡 隆浩[1]，恵谷 玲央[1]，神﨑 訓枝[1]，笹岡 香織[1]，迫田 晃弘[2]，
田中 裕史[2]，小橋 佑介[1]，石森 有[2]，光延 文裕[3]，山岡 聖典[1]
[1]岡山大学・院・保健，[2]原子力機構・人形峠，[3]岡山大学・院・医歯薬

α線放出核種で気体であるラドンによる酸化障害抑制の程度に関して，抗酸化機能を指標にマウスへの各種摂取方法を比較検討した。この結果，例えば抑制効果は吸入（経気道摂取）の方が飲泉（経口摂取）より大きいことが示唆でき，ラドンの生理的特性に合致するものであった。

**キーワード：**ラドン，吸入，ラドン温泉，飲泉，抗酸化機能，酸化ストレス

## 1. 緒言

我々は今までに，ラドン吸入やラドン温泉の飲泉がマウスの種々酸化ストレス関連疾患に対し予防や治療効果の可能性のあることを明らかにしてきた。本研究ではこのラドン効果を最も効率的に再現できる条件を明らかにするため，各種摂取方法に関して抗酸化機能に着目し比較検討をした。

## 2. 方法

いずれもマウス肝臓中の抗酸化酵素・物質を指標にし，1) 特にスーパーオキシドジスムターゼ（SOD）活性に着目したラドンの濃度と吸入時間の依存性，2)ラドン摂取による予防効果と治療効果の比較，3)ラドン温泉と脱気温泉のそれぞれ飲泉による効果の比較，4)ラドン吸入と抗ビタミン剤投与の比較による抗酸化力の比較，5)低線量・低線量率γ線照射との複合効果に関して検討した。

## 3. 結果と考察

1) 1000～4000Bq/m$^3$ のラドンの吸入開始 0.5~1 日後で SOD 活性が増加することが示唆できた。2) 肝障害誘導剤である四塩化炭素($CCl_4$)の投与の前または後にラドンを吸入した場合，吸入前である治療効果に比べ吸入後である予防効果の方が大きいことがわかった。3) ラドン温泉の飲泉を施した場合でも肝臓中の抗酸化機能の亢進は少ないことがわかった。4) 抗酸化力は $CCl_4$ 誘導肝障害の抑制効果において，2000Bq/m$^3$ で 24 時間のラドン吸入は 500mg/kg 体重のアスコルビン酸（ビタミン C）または 300 mg/kg 体重のα-トコフェロール（ビタミン E）の投与に相当することがわかった。 5) ラドン吸入(2000Bq/m$^3$)と低線量・低線量率γ線照射（3μGy/h）との併用の場合，抗酸化機能に有意な変化がないことがわかった。

## 4. 結論

ラドンによる症状改善効果を最も効率的に再現できる条件として，例えば吸入は発症後（治療）より発症前（予防）の方が，摂取方法は飲泉（経口摂取）より吸入（経気道摂取）の方が，それぞれ良好であることが示唆できた。

---

*Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Norie Kanzaki[1], Kaori Sasaoka[1], Akihiro Sakoda[2], Hiroshi Tanaka[2], Yusuke Kobashi[1], Yuu Ishimori[2], Fumihiro Mitsunobu[3] and Kiyonori Yamaoka[1]

[1, 3]Okayama Univ., [2]JAEA

# マウス肝機能に及ぼす低線量放射線とアルコールの作用に関する比較検討

Comparative study on effects of low dose radiation and alcohol on mouse liver function

*神崎 訓枝[1]，片岡 隆浩[1]，恵谷 玲央[1]，笹岡 香織[1]，小橋 佑介[1]，山岡 聖典[1]
[1]岡山大・院・保健

我々は今までに放射線とアルコールのマウス肝臓への影響を比較するため，肝機能と抗酸化機能に着目した自己組織化マップ（SOM）を用いた酸化ストレス評価をしてきた。今回さらに，肝臓中の NIK・過酸化脂質・カルボニル化タンパク各量について同様の比較評価ができた。

**キーワード**：低線量放射線，アルコール，肝機能，SOM

## 1. 緒言

我々は今までに，低線量放射線による種々の活性酸素種由来の疾患の抑制効果を報告してきた。これら効果は，抗酸化機能の亢進によるものと考えるが，その機構は未だ不明な部分が多い。このため今回，低線量放射線とアルコールのマウス肝臓に及ぼす酸化ストレスを種々比較評価した。

## 2. 方法

C57BL/6 マウス（8 週齢・♂）を用い，24 時間のラドン吸入（Sham, 500，1000，2000Bq/m$^3$）直後，X 線照射（Sham, 0.5，1.0，2.0Gy）の 4 時間後，またはアルコール投与（Sham, 0.5，2.0，5.0g/kg 体重）の 24 時間後に各々安楽死させ，得られた血清と肝臓をサンプルに供した。[1] 肝機能（血清中の GOT・GPT）と抗酸化機能（肝臓中の SOD・Cat 両活性・t-GSH 量）を分析し，これらの結果から SOM による酸化ストレスの比較評価をした。[2] 抗酸化物質 SOD の産生に関わる NIK 量と，細胞膜およびタンパクの酸化指標である過酸化脂質・カルボニル化タンパク両量を分析し，同様の評価をした。

## 3. 結果と考察

[1] 肝機能について，アルコール 5g 群で急激に GOT・GPT が上昇し，肝障害が生じていることが分かった。抗酸化機能について，X 線群で SOD 活性が上昇したことなどから低線量放射線による亢進が見られたが，ラドン群ではその傾向はあるものの有意差はなかった。これらのデータに対し SOM の機械学習によるクラスタリングを行うと，2000Bq/m$^3$ 以下のラドン吸入群および 2Gy 以下の X 線照射群は，アルコール 0.5g 群と同じ領域に配置されたことから，これらの影響は同等であることが分かった。[2] NIK・過酸化脂質・カルボニル化タンパク各量は，Rn2000Bq/m$^3$ 群で NIK 量の有意な減少が見られたが SOD 活性の変化特性と矛盾していることから今後検討の余地があり，その他では有意差はなかった。ただし，タンパクのカルボニル化について，ラドン 2000Bq/m$^3$ 群，X 線 2Gy 群，アルコール 0.5g/群を比較すると，放射線でのみわずかに抑制された。

## 4. まとめ

肝機能･抗酸化機能の変化特性から，2000Bq/m$^3$ 以下のラドン吸入および 2Gy 以下の X 線照射の影響は，アルコール投与 0.5g/kg 体重相当であると予測された。さらに，NIK・過酸化脂質・カルボニル化タンパク各量には有意差はなかったが，低線量放射線ではタンパクのカルボニル化が抑制されたことから改めて抗酸化機能の亢進が示唆できた。

---

*Norie Kanzaki[1], Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Kaori Sasaoka[1], Yusuke Kobashi[1] and Kiyonori Yamaoka[1]
[1]Okayama Univ.

# 原子力事故や放射線緊急事態後に発生する現存被ばく状況における復旧作業者に対する参考レベルに関する考察

Discussion on Setting of Reference Level for Workers in Existing Exposure Situation Occurring after Nuclear Accident or Radiological Emergency Situation.

*服部 隆利[1]

[1]電力中央研究所

原子力事故や放射線緊急事態後に発生する現存被ばく状況における復旧作業者に対する参考レベル設定のあり方について考察する。

**キーワード：**現存被ばく状況、原子力事故、放射線緊急事態、職業被ばく、参考レベル

## 1. はじめに

国際放射線防護委員会（ICRP）は、ICRP Pub.103[1]において、現存被ばく状況における参考レベルを年間線量で表現している。本発表では、原子力事故や放射線緊急事態後の現存被ばく状況における復旧作業者に対する参考レベル設定のあり方について考察する。

## 2. 計画被ばく状況で用いられる線量限度の根拠

参考レベルを考える際、Pub.60[2]に示された計画被ばく状況で用いられる線量限度の根拠の一つとなった考え方が参考になる。ICRP は、作業者について 18～65 歳まで継続的に放射線を受けた時の年当たりの死亡確率を示し、作業者の線量限度の基準となる職業リスクを 1/1,000 とし、これと年死亡確率曲線との比較（約 65 歳までは 1/1,000 を超えない）から 20 mSv/年の値を導出し、さらに柔軟性を考慮して管理期間を 5 年としていかなる 1 年間にも 50 mSv を超えないという条件付きで、5 年間の平均値としての 20 mSv/年を作業者に対する線量限度として勧告した。このように線量限度は、継続的に線量限度相当の放射線を受け続けた時のリスクを考慮して決定されており、5 年間の平均値と単一年の上限値によって表現されている。

## 3. 参考レベルの設定に係る考察

我が国では、ICRP Pub.103[1]において、復旧作業者の職業被ばくが、現存被ばく状況ではなく計画被ばく状況に位置付けられていたため、福島第一原子力発電所（1F）事故後の 2011 年 12 月 16 日以降、1F 内の復旧作業者の職業被ばくは現存被ばく状況として扱われず、平常時と同じ線量限度を用いた放射線管理が適用されてきた。今後、ICRP が復旧作業者の職業被ばくを現存被ばく状況に位置付ける勧告を発表した場合、その参考レベルは、線量限度と同様に法的な制限値として取入れられる可能性がある。このような状況を考慮すると、線量限度と参考レベルではその意味合いが異なるため、単純に比較することは適切ではないが、現存被ばく状況における復旧作業者に対する参考レベルを設定する際には、平常時に用いられる線量限度とのバランスを考慮した上で、復旧作業当たりに自主的に設定する被ばく線量の管理目標値を、初期の高い値から時間の経過とともに段階的に低い値に下げて管理していく自由度をできるだけ許容できるようにしておくことが重要であり、線量限度よりもさらに柔軟性のある、例えば 10 年間の平均値としての 20 mSv/年と単一年の 50 mSv で表されるようなオプションの追加も有効と考えられる。なお、このようなオプションは、復旧作業者のリスクを増加させない範囲で、他にも設定が可能である。

### 参考文献

[1] ICRP, 国際放射線防護委員会の 2007 年勧告, ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37（2−4）2007.

[2]ICRP, 国際放射線防護委員会の 1990 年勧告, ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21（1−3）1991.

---

*Takatoshi Hattori[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 8, 2016 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [2J05-09] Environmental Radioactivity 2

Chair: Masahiko Machida (JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2J05] Numerical analysis of effects by environmental factors on HT- and HTO-transfer in ground suface environment

*Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Mariko Atarashi-Andoh[2] (1.Nagoya Univ., 2.JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2J06] Discussion on reproducibility of wet deposition process by Atmospheric dispersion model using the Fukushima Dai-ichi NPS accident data

*Kenta Mizutani[1], Hiroki Sugiura[1], Shigekazu Hirao[2], Jun Moriizumi[1], Hiromi Yamazawa[1] (1.Nagoya Univ., 2.Fukushima Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2J07] Estimation of air radioactivity concentrations in Ibaraki Prefecture from NaI pulse height distribution measured at monitoring stations

*Yuta Terasaka[1], Hiromi Yamazawa[2], Tatsuo Torii[1] (1.JAEA, 2.Nagoya Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2J08] Study of Potassium Iodide Decomposition-Collection by Atmospheric Pressure Microwave Discharge Technique

*Masayuki Umeda[1], Glenn Harvel[2], Takeyoshi Sunagawa[1] (1.Fukui University of Technology, 2.University of Ontario Institute of Technology)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2J09] Dietary intake estimate of radioactive Cs in Rokkasho-Village and Aomori City, Aomori Prefecture

*Hideki Kakiuchi[1], Naofumi Akata[2], Hidenao Hasegawa[1], Takashi Iyogi[1], Shun'uchi Hisamatsu[1] (1.Institute for Environmental Sciences, 2.National Institute for Fusion Science)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# HT,HTO 地表面環境中移行に及ぼす環境因子影響の数値解析

Numerical analysis of effects by environmental factors on HT- and HTO-transfer in ground surface environment

*山澤 弘実[1]，森泉 純[1]，安藤 麻里子[2]
[1]名大院工，[2]原子力機構

大気放出された HT および HTO の地表面環境中での移行について、詳細モデル SOLVEG を用いた数値実験によりトリチウム移行の主要素過程に対する気温、湿度、降水等の環境条件の影響を解析した。

**キーワード：トリチウム、環境中移行、SOLVEG、数値実験、TFWT、OBT**

**1. 緒言**　大気放出された HT および HTO の土壌・植生を含む地表面環境中での移行には、多くの複雑な物理、化学、生物過程が関与する。これを実用的な簡易モデルにより表現するためには、主要過程の同定とそれらの環境因子への依存性の定量的な評価が必要である。本発表では、詳細な数値モデルと実気象データを用い用いた数値実験により、HT 沈着、HTO 蒸発、HTO 蒸散、大気－植物 HTO 交換、OBT 形成等の素過程の相対的な重要度と、気温、降水等への依存性について議論する。

**2. 方法**　数値計算には、多層に分割した大気、植生および土壌層中での運動量、熱、水蒸気、日射、大気放射の輸送過程を表現した SOLVEG を用いた。トリチウム動態計算では、大気中 HT 及び HTO、土壌空気中 HT 及び HTO、土壌水中 HTO、植物自由水中 HTO（TFWT）、有機結合トリチウム（OBT）を予測対象とした。大気―植物の水及び HTO 交換は、各分圧勾配に駆動され、日射、気温、土壌水分量の関数の気孔抵抗で制御されるとした。大気－土壌 HT 輸送は、大気中及び土壌気相中 HT の鉛直輸送を陽に表現し、各土壌深さでの水素酸化菌による HTO への転換を温度及び土壌水分量の関数として計算した。

境界条件としてモデル上端に名古屋地方気象台で 2010 年に得られた風速、気温、湿度、日射量を与え（1 時間値）、年初から 1 年間の計算とした。大気層は地上 10m までを 7 層、土壌は 1m までを 7 層に分割した。大気層の 5－10 m に 0.2 $m^2m^{-3}$ の葉面積密度の針葉樹キャノピーが存在するとした。トリチウム曝露は、HT 及び HTO のそれぞれを 10 m 高で濃度一定（1 $Bqm^{-3}$）とする 2 ケースとした。

**3 .結果**　降水後数日経過して適度に湿った土壌状態での晴れた夏の日の計算結果の典型例を図 1 に示す。HTO 曝露では土壌 HTO 及び TFWT が大きく、大気 HTO とほぼ平衡になっているため、日中の蒸散による損失を補う程度に大気→土壌、大気→植物、土壌→植物の移行が起こっている。HT 曝露では、表層土壌での HT 酸化がその後の HTO 移行及び OBT 生成の入り口となっており、HTO 曝露に比べて HTO 存在及び OBT 存在量は小さい。HT 沈着は日中に気温が高いために夜間に比べてやや大きいが、1 日を通して大きな値を保つ。土壌からの蒸発及び経根吸収の何れも主要な経路であるが、大気中での鉛直輸送により大気中濃度が低く抑えられることから、大気－植物交換は HTO 曝露ほど重要な経路ではない。発表ではこれら動態の気象条件への依存性を議論する。

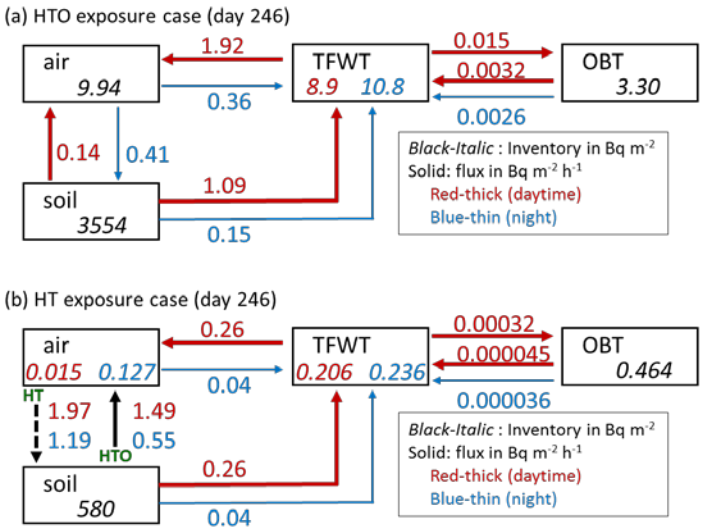



図 1　年初から 246 日目（8 月初旬）の地表面環境中のトリチウム存在量と移行フラックスの昼（06－18 時）と夜（18－06 時）の平均値。

*Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1] and Mariko Atarashi-Andoh[2]　[1]Nagoya Univ., [2]JAEA

# 大気拡散モデル湿性沈着過程の福島原発事故データを用いた再現性の検討

Discussion on reproducibility of wet deposition process by Atmospheric dispersion model using the Fukushima Dai-ichi NPS accident data

*水谷 健太[1], 杉浦 宏樹[1], 平尾 茂一[2], 森泉 純[1], 山澤 弘実[1]
[1]名大院工, [2]福島大

福島第一原発事故の航空機モニタリングデータや線量率データ等を用いて、3 次元的な大気中水分量と湿性除去の空間範囲を関連付けるパラメータ及び除去速度に関するパラメータについて、感度解析を行うとともに実測値との比較を行った。

**キーワード：福島第一原発事故、湿性沈着、大気拡散モデル**

## 1. 緒言

大気拡散モデルによる放射性物質の拡散シミュレーションにおいて、湿性沈着の再現性には課題がある。本発表では福島第一原発事故の航空機モニタリングデータや線量率データ等を用いて、3 次元的な大気中水分量と湿性除去の空間範囲を関連付けるパラメータ及び除去速度に関するパラメータについて、感度解析を行うとともに実測値との比較を行う。

## 2. 大気拡散モデル

大気拡散計算では気象モデル WRFV3.6 とラグランジュ型拡散モデルを結合し、3 次元の大気中濃度と沈着量を 1 時間ごとに計算した。計算領域は東経 141.50 度、北緯 36.75 度を中心とする 825 km×825 km で、水平解像度は 3 km ×3 km とした。鉛直格子数は不均等に 46 層を設定し、地表面から約 3000 m までを 30 層に区切った。放出源情報には Katata らの推定値[1]を用いた。湿性除去の空間範囲の決定は 3 次元的な大気中水分量により判断し、ある地点での地上降雨が 0.1 mm/h のときに、上空の各グリッドでの大気中水分量が設定されたしきい値を上回った場合、該当するグリッドからの湿性沈着を計算した。

## 3. 結果及び考察

大気中水分量のしきい値を $5\times10^{-4}$ kg m$^{-3}$ に設定した計算では、航空機モニタリングによって得られた実測と比較して沈着量は福島市や郡山市で下回ったが、会津若松市では実測と概ね一致する値となった(Table 1)。次にしきい値を $5\times10^{-5}$ kg m$^{-3}$ に設定した計算を行った結果は、福島市では実測値と比較して依然として過小評価ではあるが実測値に近づいた。一方で郡山市では 10 kBq m$^{-2}$ ほど増加したが過小評価となり、会津若松市では約 100 kBq m$^{-2}$ 増加し過大評価となった。沈着量計算値の経時変化によると、このしきい値の変更による沈着量の地点ごとの異なる変化は 2011 年 3 月 15 日頃に発生した沈着が大きく関係していると考えられる。そこで、本発表では特にこの時刻付近で発生した沈着に着目し、再現性の検討結果と感度解析結果について議論する。

Table 1 大気中水分量しきい値の変更と地点ごとの沈着量比較

| | 実測 (kBq m$^{-2}$) | しきい値 $5.0\times10^{-4}$ kg m$^{-3}$ (kBq m$^{-2}$) | しきい値 $5.0\times10^{-5}$ kg m$^{-3}$ (kBq m$^{-2}$) |
|---|---|---|---|
| 福島市 | 219.40 | 36.71 | 132.88 |
| 郡山市 | 152.30 | 37.53 | 47.84 |
| 会津若松市 | 11.55 | 14.1 | 110.35 |

**参考文献**

[1] Katata et al. Atmos. Chem. Phys., 15, 1029–1070 (2015)

*Kenta Mizutani[1], Hiroki Sugiura[1], Shigekazu Hirao[2], Jun Moriizumi[1], Hiromi Yamazawa[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Fukushima Univ.

# モニタリングステーション NaI 波高分布を用いた茨城県における大気中放射能濃度推定（2）

Estimation of air radioactivity concentrations in Ibaraki Prefecture from NaI pulse height distribution measured at monitoring stations

*寺阪　祐太[1]，山澤　弘実[2]，鳥居　建男[1]
[1]原子力機構，[2]名大院・工

2011 年 3 月に茨城県内のモニタリングステーション（MS）で測定された波高分布を用いた FP 核種大気中濃度推定値[1]の中で、地点によって濃度時系列が大きく異なった 3 月 21 日に着目し、核種組成の変化を解析して変動要因の考察を行った。

**キーワード：波高分布、EGS5、大気中放射能濃度、福島第一原子力発電所事故**

**1. 緒言**　原子力施設からの放射性物質の大気放出を伴う事故の発生時には、公衆の内部被ばく線量評価に大気中放射能濃度の測定値が求められる。しかし、福島第一原発事故初期の短半減期核種の大気中濃度の測定値は時間的・空間的に少なかった。そこで、原子力施設周辺の MS に設置されている NaI(Tl)検出器で測定された波高分布（NaI 波高分布）を用いた大気中濃度推定法の開発及び福島第一原発事故への適用が行われた[1]、[2]。[1]の論文では 2011 年 3 月 21 日のプルームについて複数の濃度ピークを単一のプルームとみなしており、それぞれの濃度ピークの組成比等の違いについて検討する必要がある。そこで、本研究では 2011 年 3 月 21 日に茨城県を通過したプルームを対象として、核種毎の大気中濃度時系列の違い、複数の濃度ピークが得られた地点のプルーム核種組成の変化について検討した。

**2. 方法**　福島第一原発事故初期に茨城県内の MS で NaI(Tl)検出器を用いて測定された波高分布から推定された 2011 年 3 月 21 日の大気中濃度[1]の 10 分間値を基礎情報とした。核種毎の濃度推定値の時間変化の特徴、複数の濃度ピークを持つ地点についてのピーク毎の核種組成について検討を行った。

**3. 結果**　[1]で得られた大気中濃度は、全ての核種について沿岸部が内陸部と比較して高濃度という特徴がある。加えて、3 つの濃度ピークが見られた内陸部の菅谷 MS ではガス状核種の大気中濃度は後の濃度ピークで大きい（Fig.1）。濃度の水平分布では最初のピークに対応するプルームは沿岸部の大貫 MS 付近にプルーム軸を、3 つ目のピークに対応するプルームはさらに北に軸を持つと見積もられたことから、菅谷 MS では 3 つ目の濃度ピーク時のほうがプルームの軸近くを捉えていたため濃度が高くなったと考えられる。

南側の MS では単一の、北側の MS では複数の濃度ピークが見られており、時間分解能も 10 分であるため、東海村での空気サンプリングによる実測値[3]が捉えていなかった詳細な濃度変動が明らかとなっている。その中で、5:00-7:00 までの核種毎の濃度の時間変化から、ガス状の核種の濃度の減少速度が緩やかという特徴が得られた。そのため、$^{131}$I/$^{137}$Cs 大気中濃度比（Fig.2）は 5:00-7:00 に実測値、推定値共に上昇傾向を示した。福島県から茨城県の沿岸部で降雨が観測されたのは 7:00 以降であるため降雨による粒子の除去ではなく、この濃度比の上昇は粒子状核種の放出量の減少速度がガス状よりも遅いことを示唆している。

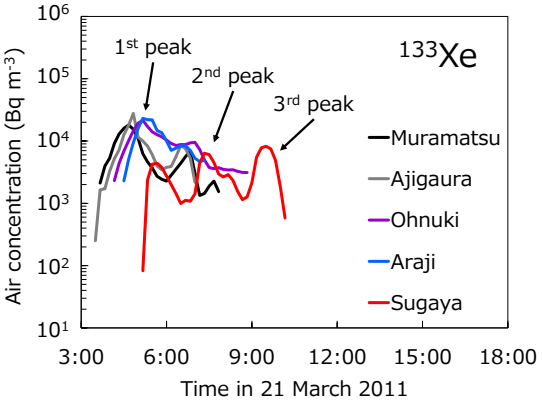



Fig.1 地点毎の $^{133}$Xe 濃度の時間変化

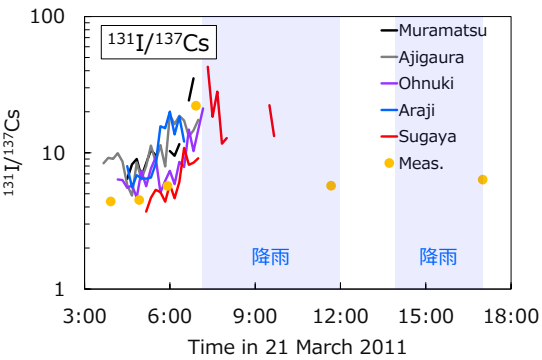



Fig.2 $^{131}$I/$^{137}$Cs 大気中濃度比時系列

**参考文献**

[1] Terasaka *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.* (2016)
[2] 廣内 淳、名古屋大学博士論文（2015）
[3] Ohkura et al., *JAEA-Data/Code* 2012-010 (2012)

*Yuta Terasaka[1], Hiromi Yamazawa[2], Tatsuo Torii[1]
[1]JAEA, [2]Nagoya University

# 大気圧マイクロ波放電法によるヨウ化カリウム分解捕集研究

Study of Potassium Iodide Decomposition-Collection by Atmospheric Pressure Microwave Discharge Technique

*梅田　昌幸[1]，Glenn,HARVEL[2]，砂川　武義[1]
[1]福井工業大学，[2]オンタリオ工科大学

大気圧マクロ波放電法により、Ar プラズマ中でのヨウ化カリウム KI の分解およびヨウ素 $I_2$ の単離、捕集する手法を確立した。さらに、$^{40}K$ に着目し Ge 半導体検出器による γ 線測定を試み、この結果を基に Ar プラズマ中の K の挙動の検討を行った。

**キーワード**：大気圧マイクロ波，Ar プラズマ，分解捕集，環境放射能

## 1. 緒言

放射性物質の捕集や分析を行う際には、作業者の被ばくに対し、注意を払わなければならない。[1)]また放射性核種の化学分析に用いる試料は、適量を素早く試料化できることが望ましいと考えられる。そこで本研究では、小型で大気圧プラズマの発生に適した大気圧マイクロ波放電装置を用いて Ar プラズマを発生させ、プラズマにより目的核種を短時間で容易に分離し、選択的な捕集を行い、短工程で少量の試料であっても捕集が行える捕集技術の手法について、確立することを目標としている。研究では、ヨウ化カリウム(KI)試料中からヨウ素を単離し、$I_2$ として捕集を行った。さらに、このとき同時に単離されるカリウム中の $^{40}K$ に着目し、K の挙動の検討を行った。ここで、K は Cs と化学的性質が似ているため、放射性セシウム化合物の分離捕集を行った際の Cs の挙動の検討に有益であると考える。

## 2. 実験

(株)マイクロ電子社製 2.45GHz、最大マイクロ波電力 1.3kW のマイクロ波発生装置を用い、プラズマを発生させ、KI 試料より、$I_2$ の捕集を行った。このとき同時に単離される K 中の $^{40}K$ について、γ 線測定により挙動解析を行った。γ 線測定は NaI シンチレーションサーベイメータでは、試料量が少なく検出が困難であったため、Ge 半導体検出器を使用した。ここで、検出器は(株)SEIKO EG&G 社製 GMX25P4　N 型同軸検出器を使用した。

## 3. 結論

反応容器出口に捕集トラップを接続することでヨウ素化合物を選択的に捕集されていることを確認した。また、試料である KI 0.2g に対して、アルゴンプラズマ発生後、Fig.1 に示したように、速やかにプラズマ反応容器内に、粉状の白い物質が付着した。この反応容器を切断し、Ge 半導体検出器を用いて、γ 線スペクトル測定を行い、$^{40}K$ の挙動に関して測定を行った。本研究の詳細は講演時に報告する。



Fig.1 アルゴンプラズマ生成時における反応容器の写真

**参考文献**

1)　斉藤勝裕　監修「東日本大震災後の放射性物質汚染対策」　株式会社エネ・ティーエス

* Masayuki Umeda [1], Glenn,HARVEL [2] and Takeyoshi Sunagawa[1]
[1] Fukui University of Technology., [2] University of Ontario Institute of Technology.

# 青森県六ヶ所村及び青森市における放射性 Cs の経口摂取率の評価

Dietary intake estimate of radioactive Cs in Rokkasho-Village and Aomori City, Aomori Prefecture

*柿内 秀樹[1]，赤田 尚史[2]，長谷川 英尚[1]，五代儀 貴[1]，久松 俊一[1]

[1](公財)環境研，[2]核融合研

2011 年から 2015 年にかけて日常食を青森県六ヶ所村及び青森市から陰膳法により採取し、放射性 Cs の経口摂取率を明らかにした。

**キーワード：**東京電力福島第一原子力事故，日常食，放射性セシウム（放射性 Cs）

## 1. 緒言

2011 年 3 月の東京電力福島第一原子力事故により、放射性 Cs が広域に拡散し、農作物等を通じて、一部が食品に移行した。そこで青森県における福島第一原子力事故による影響を評価するため、青森県六ヶ所村及び青森市の勤労世帯から食事試料を収集し、放射性 Cs の経口摂取率の調査を行った。

## 2. 実験

2011 年から 2015 年にかけて青森県六ヶ所村及び青森市の勤労世帯を対象として、食べた食事と全く同じものを 5 世帯から採取し（陰膳法）日常食試料とした。地点毎に年 4 回試料を採取し、乾燥して粉砕・混合後、450℃で 24 時間灰化して、ミキサーで均質化した。灰化試料 100 g をプラスチック容器（U-8）に入れてエポキシ樹脂で密封後、Ge 半導体検出器を用いて放射性 Cs（$^{134}$Cs 及び $^{137}$Cs）を計測し、試料と同形の密封線源（56-MX033U8PP、日本アイソトープ協会）によって求めた検出器の検出効率（曲線）を用いて、試料中の放射性 Cs を定量した。なお、本稿では、放射性 Cs とは $^{134}$Cs と $^{137}$Cs を合わせたものとする。

## 3. 結果・考察

六ヶ所村勤労世帯の日常食中放射性 Cs 濃度を図に示す。2011 年 6 月に収集した試料において福島第一原子力事故の影響と考えられる $^{134}$Cs を検出し、その濃度は同年 11 月に最大値を示した。これは、事故により放出された放射性 Cs が農産物へ沈着し、秋に収穫された農産物が日常食に含まれたためと考えられる。放射性 Cs 摂取率も 2011 年 11 月に最大となり、六ヶ所村、青森市ではそれぞれ 0.7 Bq /人 /日、1.0 Bq /人 /日を示した。これらの最大値は、1963 年から 2008 年に行われた日常食調査による青森市の最大値（3.0 Bq /人 /日、1963 年 11 月）に比較して、それぞれ約 1/4 及び 1/3 であった[1]。2011 年 11 月以後、六ヶ所村の日常食中放射性 Cs は環境半減期 62 日で減少し、青森市でも同様の減少（半減期 54 日）を示した。また、2011 年 11 月における放射性 Cs 摂取率による預託実効線量は、六ヶ所村で 2.0x10$^{-3}$ mSv、青森市では 2.7 x10$^{-3}$ mSv であり、公衆の被ばく線量限度 1 mSv と比較して低い値であった。

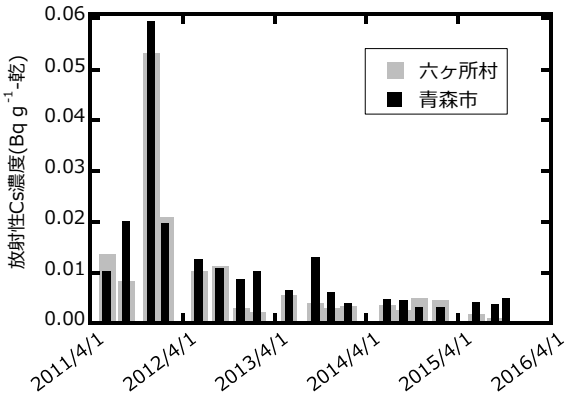



図　青森県六ヶ所村及び青森市の勤労世帯の日常食中放射性Cs濃度

本記載事項は青森県からの受託事業により得られた成果の一部である。

## 参考文献

[1] http://search.kankyo-hoshano.go.jp/servlet/

*Hideki Kakiuchi[1], Naofumi Akata[2], Hidenao Hasegawa[1], Takashi Iyogi[1], Shun'ichi Hisamatsu[1]

[1]IES, [2]NIFS

Planning Lecture | Board and Committee：Editorial Board

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [PL2J] Challenge to LNT hypothesis

Chair: Michikuni Shimo (Fujita Health Univ.) and Tetsuo Sawada (Tokyo Tech)

### [PL2J01] Late Effects of Radiation

Over view

*Masako Bando[1] (1.Jein)

### [PL2J02] Origin of linear non-threshold hypothesis as a statistical model

*Siro Tanaka[1] (1.Kyoto Univ.)

### [PL2J03] WAM model as an alternative of LNT

*Yuichiro Manabe[1] (1.Osaka Univ.)

### [PL2J04] Multi-disciplinary committee in JSPS

*Takahiro Wada[1] (1.Kansai Univ.)

### [PL2J05] Panel discussion

Chair: Tetsuo Sawada[1] (1.Tokyo Tech)

学会誌編集委員会セッション「LNT 仮説への挑戦」

# 基調講演「低線量放射線影響の歴史的経緯と現状」

# Historical background and the present situation of low-dose radiation effects

坂東昌子
知的人材ネットワークあいんしゅたいん　理事長・大阪大学 RCNP,

## 1. 物理学者の挑戦

マラーのショウジョウバエの実験から始まった放射線生物学は分子生物学の橋渡しでもあった。進化の原動力としての突然変異が人工的な放射線照射によって生じることは物理学者の好奇心を大いに刺激した。シュレーディンガーが執筆した『生命とは何か』（1944 年）ではこの興奮を見事に伝えている。彼らは、DNA も発見よりはるか以前に分子生物学の基礎を築いたのだ。特にその物理化学的過程を追求したのはデルブリュックで、彼は、パウリやボーアらと出会で生物学に興味をもったという。まさに「コペンハーゲン精神」は、生物学をも視野に入れていたのだ。特に放射線に誘起された突然変異現象は、その数量的評価の明快さもあり物理屋にとって魅力的な課題だったことは想像に難くない。なかでも、放射線生物学の理論的支柱となった Lea の標的モデルは、何よりもミクロな物理法則を基礎にしてマクロな現象と連携した画期的な業績で、実に見事というしかない。ミクロな現象が具体的に科学の対象となったのは、それまで抽象的な概念だった遺伝子を染色体という実体として捉えたモルガンの功績と、それに引き続いたマラーの実験結果である。それは、進化の機動力としての突然変異が、放射線によって人工的に誘起されることを示したショウジョウバエの実験だ。DNA 発見以前に、見事に分子生物学の基礎を築いた。

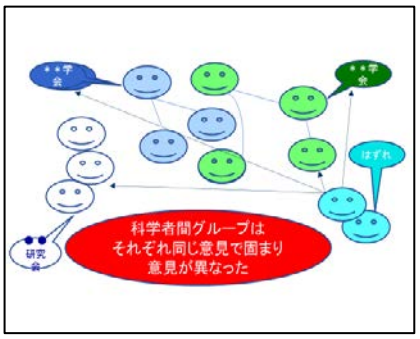



図１科学者グループで閉じた

物理屋は、数量的評価を基礎に統一的な理解を志す。果たして、その理解がどこまで到達したか、現実の放射線防護という社会的要請にどう貢献したか、その中で LNT はどう位置づけられたのだろうか。

## 2. 福島原発事故と放射線リスク

福島原発事故を契機に低線量放射線の生体影響に対する科学的知見の混乱が種々の媒体を介して表出し、国民の不安と科学者に対する不信が今もなお復興再生の大きな足枷となっている。その原因は、省庁・行政・研究機関ごとに異なった放射線に関連する情報が発信され、市民は何が正しいのか分からなくなったこと、各自治体・行政も、知識と認識レベルの偏りがあったことにもよるが。基本的には、放射線の効果について科学者の評価が専門分野ご異なったこと、分野を横断する合意形成が困難であった（図1）。そして、科学者の発信する両極端の情報が、紙媒体・TV 等の放送媒体に加えて、第 3 の媒体であるソーシャルメディアを通じて錯綜し、混乱を引き起こした。市民はこうした膨大な情報の中から、「何が本当なのか」「誰を信じたらいいのか」困惑した。福島県在住市民の行政に対する信頼を失墜させた。初期のヨウ素対策を含めた食品管理の指導など、行政の適切な対応もないわけではなかったが、それらはほとんどかき消されて、行政も科学コミュニティへの不信感が残った。関心の高い市民といえども、両極端に二分化された認識・価値空間の中で困惑するのは当然である。この状況下で、図 2 が示すように、両極端の情報だけが目立ち、ほとんどの科学者は沈黙した。果たして、肝心の科学者の合意形

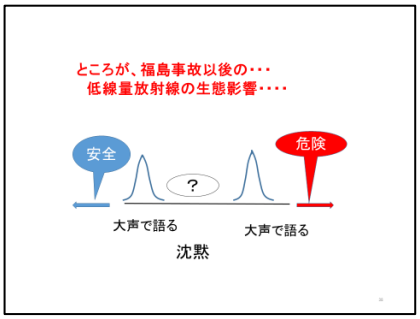



図２　3･11 後の科学者の意見

成が何故できなかったのか、何が足りなかったのだろうかを、放射線生物学と放射線防護の歴史を振り返りながら考察する。

### 3 LNT; マラーとラッセル：その経緯と疑問

突然変異が人工的に誘起されることを示したマラーのショウジョウバエの実験は、多くの生物学者の興味を引き付け、爆発的な勢いでショウジョウバエの実験が蓄積された。そして、突然変異が総線量にのみ依存することが確かめられ LNT 仮説の基礎となった。これに対して、ラッセルは、よりヒトに近い動物実験が必要なこと、低線量率のデータの必要性を痛感した。しかし突然変異が 10 万匹に 1 匹程度の発生率のデータを蓄積するには、100 万匹の桁のマウスが必要であるとして、メガマウスプロジェクトをオークリッジで立ち上げた。彼らはハエの劣性致死率が 1000 分の 1 程度なのに対して、マウス 1 遺伝子座あたりの 10 万分の 1 程度で、桁がこれだけ違うことをすでに意識していたのである(**謎１：このオーダーの違いが現在のプロの議論の上らない？**)。30 年余りをかけて行われたラッセルの実験結果は線量率効果がある事、照射後から交配までの期間が長いほど変異が少ないこと、の 2 つに集約され、できた変異細胞が減少する効果の存在を示唆していた。ところが、この画期的な 700 万匹にも及ぶメガマウス実験を知らない生物屋さんが意外に多い（**謎２：どうしてラッセルの実験は知名度が低いか？**）。しかも、マラーとラッセルのデータの比較検討が少なく、ラッセル自身もその後の防護関連委員会でそれほど強調していない(**謎３:なぜか？**)。どうも、ラッセル自身も LNT の呪縛から逃れられなかったのではないか(**謎４**)。さらに、実験データで、コントロールの値は、自然放射線からの寄与のおよそ 1000～10000 倍も大きいことをマラー自身も気にしており、ラッセルも確かめている(**謎５：この量をなぜ気にしないか？**)。そして常に LNT 論争といえば、「閾値があるかどうか」の点に集中されていた (**謎 6:なぜか**)。LNT ドグマとはいったい何者なのだろう(**謎７**)。

### 4 データは語る！・・回り道のはてに

物理学者は定量性を通じて統一的な理解に達しないと満足しない。自然現象を語る共通の言葉は数学なのだ。疑問の数々をどのようにして解明するかは、数量的な理解なしには進まない。我々が提唱した WAM 模型は、ハエ・マウスの線量率効果を再現できただけでなく、キク・ムラサキツユクサ・トウモロコシなどのデータも一挙に再現した。そこでは「スケーリング」が重要になるのだが、この面白さをわかっていただける生物屋は少なかった、むしろ技術者はこの概念を多用しているのですぐ共有できたのではなかろうか。

### 5 科学の鏡を曇らせる汚染源・・LNT ドグマからの解放

これまでの放射線科学の発展の経緯を見ると、放射線の生体影響の知見は、放射線防護という社会的政治的要請と、初期の偉大な科学者たちの遺産を引きずって、それを超える認識への発展を妨げてきたように見受けられる。物理屋が、この世界に入って感じたのは、学会が細かく分かれておりそのグループ毎に意見が固まっている。そして新しい考え方はなかなか受け入れられないことだ。いったい、グループ者による認識の違いは何に起因するか。どうもそれを突き詰めていくと、３でも述べた疑問のほとんどは、汚染源を検討することで明らかになるという気がする。その考察をご披露して、一緒に考えていけたらすれしい。

### 5 科学としての放射線生物学：夢へ向かって

自然突然変異は進化の原動力といわれるが、分子生物学のレベルでの知見と進化とを結び付けた木村資生をはじめとするパイオニアの仕事をさらに実証してくれるのが放射線生物学である。それは生命とは何かを解明するというシュレディンガーの夢に繋がる。そしてさらに、放射線の影響の本質が理解されてこそ、宇宙への人類の夢にも繋がっていく。人類はその活動範囲をローカルから地球規模の問題まで広げてきた

が、これからさらに、さらに広大な宇宙へと広がっていくだろう。こういう夢を語ったのもまた、物理学者のダイソンである。ダイソン文明への道は、人類の未来へのまなざしを夢のあるものにしてくれる。JAXAで、科研費「宇宙に生きる・・低線量長期被ばく放射線影響研究」プロジェクトを立ち上げると聞いている。**未来へ向かって、生命の本質に迫り、宇宙へのその活躍の翼を広げていけるなら、研究も楽しからずや、である。**

学会誌編集委員会セッション「LNT 仮説への挑戦」

# 統計モデルとしての LNT 仮説の起源

Origin of linear non-threshold hypothesis as a statistical model

田中　司朗[1]

[1]京都大学

## 1. 見出し

放射線防護において、低線量放射線の健康影響は中心的な問題である。これまで、広島・長崎の寿命調査、原発作業者、医療被ばく、環境被ばくなど様々な集団を対象に、被ばく線量と疾患発生に関する疫学研究がなされてきた。これらの研究の主な関心の 1 つは、被ばく線量と疾患発生率の関係が、どのような数式（回帰式）で表されるのかという点である。過去の放射線疫学研究の多くで、直線モデル（linear model）・直線二次関数モデル（linear-quadratic model）モデルというこの分野に特徴的な回帰式が、データに当てはめられてきた。

回帰式としての直線モデルと区別して議論すべきなのは、国際放射線防護委員会（ICRP）が勧告する放射線防護体系で用いられている linear non-threshold（LNT）モデルである。これは、被ばくによる健康影響（主にがんの過剰発生）には、しきい値がなく、累積線量に正比例するという想定に基づく線量管理を意味する。累積線量に正比例するという仮説に関する ICRP の言及は、遺伝的影響については 1956 年、非遺伝的影響については 1958 年に見られる。

ICRP が LNT モデルを採用する根拠となった科学的知見は様々なものがある。そのなかで、特に影響力が強かったものとして以下の 3 つが挙げられる。第一に、Muller（1890～1967 年）による X 線照射線量と劣性致死突然変異に関するキイロショウジョウバエ実験である。これは、比例関係を示唆する初めての報告であり、Muller は 1946 年に、X 線による突然変異の発見によってノーベル賞を受賞した。放射線の生体影響に関するメカニズムがあまり知られていなかった 1930～50 年には、放射線が DNA にヒットする回数とがんのイニシエーションの確率が比例するという仮説は、それなりに合理的であった。第二に、1950 年代に原子放射線の生物的影響に関する委員会（BEAR 委員会）とイギリス医学研究会議（MRC）は、それぞれ大気圏内核実験による放射性降下物の生体影響に関する報告書を公表し、これが 1956 年に ICRP が LNT モデルを採用する初期の根拠となった。第三に、電離放射線の生物的影響に関する委員会（BEIR 委員会）による広島・長崎寿命調査を主とする疫学データの解析である。ただし、LNT モデルは、科学的な知見（例えば直線モデルを用いた疫学研究の結果）と完全に一致するものではない。なぜなら、放射線防護の現場における実用性が考慮されているためである。

直線モデル・直線二次関数モデルと LNT モデルの各々の妥当性は、統計解析と放射線防護という異なる次元の問題である。しかしながら、これらは放射線被ばく問題という 1 つの文脈で、相互に影響しあいながら議論されてきた。例えば、1980 年の BEIR III 報告書では、直線モデル・直線二次関数モデルにより疫学データが解析されており、がん死亡数がどの程度増加するかを予測するためにもこれらのモデルが用いられた。これは、ICRP が 1950 年代に LNT モデルを採用したことと、完全に無関係とは考えられない。そして、BEIR III と同様の回帰式は、1990 年の BEIR V、2006 年の BEIR VII でも用いられており、それらの報告書はそれぞれ 1990 年と 2007 年の ICRP 勧告を裏付けるものとして引用された。

このように、統計解析における回帰式の選択（特に直線モデルかどうか）は、放射線防護体系に多大な影響を与えている。そこで問題になるのは、統計解析を行った疫学者・生物統計家が、どのような判断基

準で選択を行ったのかということである。可能性を挙げるならば、統計学の理論、データへの当てはまりのよさ、他分野の科学的知見との整合性、歴史的経緯などが考えられる。また、客観的な判断基準だったのかどうかという点も重要である。なぜなら、経済的・社会的関係性により統計解析がゆがめられることは可能性としてゼロではないからである。このような背景から、本講演では、直線モデルが、なぜ、どのような経緯で放射線被ばくの健康影響を調べるために用いられるようになったのかを、文献レビューを通じて明らかにする。

Shiro Tanaka[1]

[1]Kyoto University

学会誌編集委員会セッション「LNT 仮説への挑戦」

# LNT 仮説への挑戦としての WAM モデル

WAM(Whack-A-Mole) model as an alternative of LNT

*真鍋　勇一郎[1],和田　隆宏[2]，角山雄一[3]，中島裕夫[1]，坂東昌子[1,2]

[1]大阪大学,[2]関西大学,[3]京都大学

## 1. はじめに

低線量放射線に対する現状の防護指針では、LNT 仮説に基づき高線量、高線量率の放射線影響から低線量率長期被ばく影響が推定されているが、保守的過ぎ、原子力、宇宙開発を妨げていると言う指摘が以前からある。放射線生物学分野の従来の主体手法は実験や疫学とそれらのデータへの統計解析であるが、低線量率放射線長期被ばくの生体影響のデータはそもそも得難く、得られたとしてもデータ数が十分ではない。データ数が少ないことで統計的手法も限界がある。我々はこれまでに数少ないデータから線量、線量応答反応関係を推定できる手法として物理学分野で従来から使われている手法である数理モデル(WAM(Whack-A-Mole)モデル)を導入し、放射線の生体へのリスク・影響の新たな定量的評価の可能性が開かれることを示した[1,2,3,4]。

## 2. WAM モデル

可能な限り単純な仮定として、生体を構成する細胞を正常細胞と変異細胞に分け、外部刺激と生体との相互作用および生体機能（細胞増殖、修復機能、細胞死等）によって細胞数の経時増減を考えられるとする。更に相互作用においては放射線の総線量ではなく線量率が重要であるとする。

## 3. これまでに得られた結果

これまでに以下の結果を得た。

・5 種類（マウス、ショウジョウバエ、トウモロコシ、ムラサキツユクサ、キク）の動植物の放射線誘発突然変異発生頻度を再現可能

・LNT 仮説はごく短い照射時間でしか成立せず、長期的にはリスクには天井があることが示唆される

・自然突然変異発生率は約 1 mGy/hr の被ばくに相当する

・パラメータのうちいくつかは他の実験と比較可能である

## 参考文献

1. Takahiro Wada, Yuichiro Manabe, Issei Nakamura, Yuichi Tsunoyama, Hiroo Nakajima, Masako Bando, J. Nucl. Sci. Technol. accepted (2016), Published online: 06 Apr 2016.

2. Yuichiro Manabe, Takahiro Wada, Yuichi Tsunoyama, Hiroo Nakajima, Issei Nakamura, Masako Bando, J. Phys. Soc. Jpn. 84(4), 044002 (2015).

3. 真鍋勇一郎,和田隆宏,中村一成,角山雄一,中島裕夫,坂東昌子､放射線生物研究,50(3),211-225 (2015).

4. 真鍋勇一郎,中村一成,中島裕夫,角山雄一,坂東昌子,日本原子力学会誌, 56(11), 705-708(2014).

*Yuichiro Manabe[1], Takahiro Wada[2], Yuichi Tsunoyama[3], Hiroo Nakajima[1], Masako Bando[1,2,]

[1]Osaka University,[2]Kansai University,[3]Kyoto University

学会誌編集委員会セッション「LNT 仮説への挑戦」

# 学術振興会産学協力委員会　分野横断委員会の発足

Multi-disciplinary Committee in JSPS

和田　隆宏[1]

[1]関西大学

## 1. はじめに

「放射線の生体影響の分野横断的研究」研究開発専門委員会（以下本委員会）が、日本学術振興会の産学協力総合研究連絡会議のもとに 2015 年 10 月に発足した。本委員会は、その名の通り（低線量）放射線の生体への影響に関して分野を横断する学界と関係する産業界が協力して研究や開発を進めるものである。以下にその意義と目的について述べたい。

## 2. 委員会発足にいたるまで

東京電力福島第 1 原子力発電所事故後、低線量放射線リスクに対する評価が、科学者の間で極端に分かれおり、放射線リスクに対する動物実験や疫学調査の結果を統合した理解が求められている。そのためには、分野を超えた徹底した議論と数理科学的手法が必要であり、既存の分野・学会にとどまらない学際的な共通プラットフォームが必要とされる。このような認識のもとで活動していた科学者グループを中心に委員会設立を提案するに至った。

## 3. 委員会の特徴と目的

この委員会は委員に若手を起用し、政治やイデオロギーを背景とする価値観に左右されず、実証的で、既存の分野の学問的成果を新鮮な目で分析することで、従来の領域固有の固定概念をのりこえた合意形成の気風を作り上げることを目指している。本委員会の最大の目的は、低線量放射線の生体影響の学際研究のための共通プラットフォームの立ち上げに必要な分野横断の研究母体を作るため、これまで交流の少なかった放射線生物学と疫学、物理学などの分野の研究者が徹底的に議論できる場を提供し、分野間交流の実績を上げることである。低線量放射線の影響に関する統合的な理解に向けて、これまでの知見をレビューすると共に、新たな知見に向けて学際的な議論を活性化し、同時に産業界とも緊密に連携を取り、低線量・低線量率放射線の計測技術や、がんを発見・診断する際の被ばくの副作用を定量化するためのこれまでの活動をレビューし、次のステップを目指すものである。

## 4. 今後に向けて

本委員会は、発足後 1 年に満たないが、がんと放射線の関連について講師を招いて議論したり、放射線防護の基本原則となっている直線しきい値無しモデル（LNT）についての歴史的・科学的レビューを行ったりと活発に活動をしているところである。今後も海外からも含めて様々な分野の講師を招いて知見を広めると共に講師を交えた議論を行い、また委員が長時間議論できる場を作ってさまざまなバックグランドをもつ委員の間の意見交換を進める。これらの成果は、様々な形で社会に向けて発信していく予定である。

*Takahiro Wada[1]

[1]Kansai Univ.

Planning Lecture | Board and Committee | Editorial Board

# [PL2J] Challenge to LNT hypothesis

Chair: Michikuni Shimo (Fujita Health Univ.) and Tetsuo Sawada (Tokyo Tech)
Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM  Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

## [PL2J05]Panel discussion

Chair: Tetsuo Sawada[1] (1.Tokyo Tech)

従来の低線量被ばくの影響評価そして放射線防護の枠組みを一新する可能性のある理論が開発されている。その名をモグラたたき（WAM）モデルと言う。このモデルが導く最も重要ことは、低線量被ばくの影響はモグラたたきのように潰されていって、時間経過とともにその影響が蓄積してはいかないということである。これは現行の放射線防護の基盤であるしきい値なし直線（Linear Non-Threshold: LNT）モデルが70年に亘って築いてきた枠組みにチャレンジするものである。本セッションでは、WAMモデル開発の背景や意義を低線量被ばくの影響評価の歴史とともに解説し、それを受けて専門家に加えてジャーナリストや市民を交えて討議する。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [2J10-14] Radiation Measurement 2

Chair: Hideo Hirayama (KEK)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2J10] Detailed measurement at the time of radiation burst by winter thundercloud activities

*MISAO IKUTA[1] (1.Shimane Prefectural Atomic Power Environment Center)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2J11] Advancement of airborne radiation measurement technology

(1)Examination of the topography correction to dose rate on the ground by the drone radiation monitoring system

*Miyuki Sasaki[1], Yukiyasu Nisizawa[1], Azusa Ishizaki[1], Mitsuo Imura[2], Yukihisa Sanada[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.OYO Corporation)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2J12] Advancement of airborne radiation measurement technology

(2)Investigation of effects of radon progeny nuclides on aerial monitoring (1)

*Jun Hirouchi[1], Kazumasa Shimada[1], Yukiyasu Nishizawa[1], Yukihisa Sanada[1], Masahiro Munakata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2J13] Advancement of airborne radiation measurement technology

(3)Investigation of effects of radon progeny nuclides on aerial monitoring (2)

*yukiyasu nishizawa[1], jun hirouchi[1], kazumasa shimada[1], yukihisa sanada[1], masahiro munakata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2J14] Advancement of airborne radiation measurement technology

(4)Investigation of snow effects on aerial monitoring

*AZUSA Ishizaki[1], Airi Mori[1], Yukihisa Sanada[1], Mitsuo Imura[1], Miyuki Sasaki[1], Mutsushi Ishida[1], Masahiro Munakata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

# 冬季雷雲活動による放射線バースト時の詳細計測

## Detailed Measurement at the time of Radiation Burst by Winter Thundercloud Activities

*生田 美抄夫、金山 隆、渡部 奈津子、倉橋 雅宗、田中 孝典、西 浩幸
島根県原子力環境センター

2015 年 2 月に東西 8km、南北 3.5km の範囲におよぶガンマ線バーストを検知した。雷雲からの放射線測定のため、NaI(Tl)検出器、IC 検出器、Ge 半導体検出器を有する測定局舎に高速 γ 線検出器(YAP)及び電子スペクトル検出器(PIPS)を冬季のみ追加設置し、雷雲からの放射線の特徴に関する知見を得た。

キーワード：冬季雷雲、放射線バースト、Ge 半導体検出器

１．緒言

冬季、日本海沿岸地域では、シベリア気団からの寒気の吹き出しに伴い、日本海上で積乱雲が発達し、世界的にも希な冬季落雷が発生する。一部の雷雲からは放射線を放出するものがあり、空間放射線モニタリングの妨害となっている。この機構は完全には解明されていないが、「雷雲内の強電界内で、しきい値を超えるエネルギーを持つ電子はほぼ光速にまで加速され、それに続く電磁シャワーにより地上部へ放射線を到達させる」という理論が現在有力である。2015 年 2 月 5 日に強度の強い長時間及び短時間放射線バーストを観測したので、その概要を報告する。

２．観測状況

島根県は、島根原子力発電所の周辺 24 カ所で空間放射線量率を NaI(Tl)検出器、IC 検出器及び半導体検出器により 2 分間隔で測定し、電子記録計により 1 秒間隔でも線量率を記録している。さらに、NaI(Tl)検出器により 10 分間隔で 5MeV まで、発電所近傍 3 局では Ge 検出器により 10 分間隔で 4MeV まで、2 秒間隔で 22.5MeV までのエネルギースペクトル測定行っている。(Fig.1)

また、原子力発電所近傍の深田北局では PIPS 検出器で電子線、YAP 検出器(NaI(Tl)検出器の 10 倍高速測定可能）でガンマ線高速計測を行った。雷情報は気象庁、フランクリンジャパン、中国電力から入手した。

３．考察

2015 年 2 月 5 日 6 時 29 分から長時間バーストによる線量率上昇（深田北測定局のみ）が始まり、その後 6 時 31 分に東西 8 km、南北 3.5km の範囲にある全 8 局で、雷観測とほぼ同時に放射線の急激な上昇が発生した。深田北測定局では、NaI(Tl)検出器で 98nGy/h, IC 検出器で 49,700 nGy/h の上昇値を記録した。
Ge スペクトル 10 分値では高エネルギーガンマ線の対生成－対消滅に伴う 511keV の明瞭な消滅放射線を確認した。また、Ge スペクトル 2 秒値では Fig.2 に示すように長時間バーストで最大 11MeV、短時間バーストでは 8MeV までのガンマ線を観測した。

消滅放射線ピーク及び Ge スペクトルから高エネルギーガンマ線の入射は明らかで、6 時 29 分から発達した雷雲中で強電界層が生成、電子が加速され長時間バーストでは定常的な電磁シャワーが、短時間バーストでは定常状態が破壊された電磁シャワーが発生した可能性が高い。
減衰時間が NaI(Tl)検出器の 1/10 で高計数可能な YAP 検出器の計数では、バースト前後が YAP/NaI(Tl)の計数比が急激に上昇していた。これは短時間バーストの放射線放出が極短時間のため、NaI 検出器の数え落としが生じていたためと考えられた。

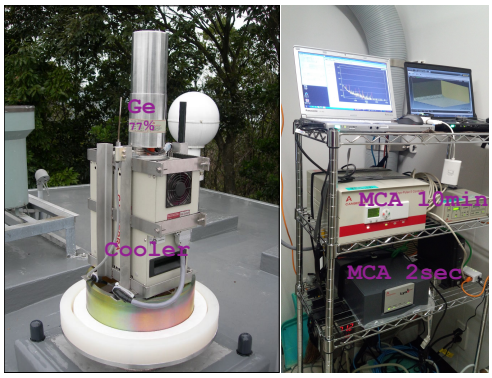



Fig.1：Ge semiconductor detector, analysis equipment in Fukadakita monitoring post. Collecting the spectrum of 2 seconds and 10 minutes by two MCA (multi channel analyzer).

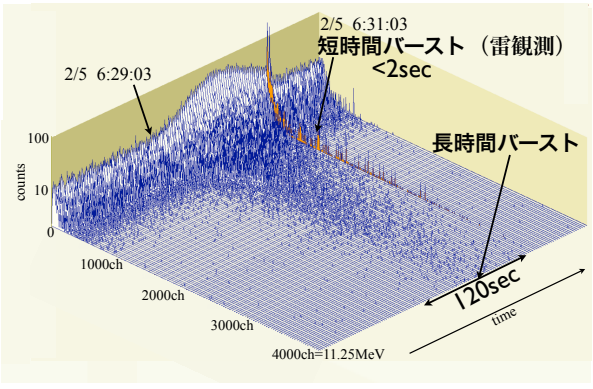



Fig.2：Spectrum of a Ge detector in Fukadakita monitoring post (counts for 2 seconds) on February 5, 2015

*Misao Ikuta, Takashi Kanayama, Natsuko Watanabe, Masahiro Kurahashi, Atsunori Tanaka, Hiroyuki Nishi
Shimane Prefectural Nuclear Power Environment Center

# 空からの放射線計測技術の高度化
# （1）ドローンによる測定データの地形補正手法の検討

Advancement of airborne radiation measurement technology
(1) Examination of the topography correction to dose rate on the ground by the drone radiation monitoring system

*佐々木 美雪[1]，西澤 幸康[1]，石崎 梓[1]，伊村 光生[2]，眞田 幸尚[1]
[1]原子力機構 福島, [2]応用地質

ドローンによる上空からの放射線モニタリングでは、低高度フライト (50m 以下) を行うことが多い。低高度でのフライトは、線源に検出器が近くなるため効率は良くなるが、地形等の周辺影響を強く受けるため直下の地上測定値と一致にくい課題があった。本発表では、地形データを用いた補整手法の検討結果について示す。

**キーワード：**ドローン，遠隔放射線測定，地形補正，福島第一原子力発電所事故

## 1. 緒言

有人や無人のヘリコプター等にと比べ、ドローンは安価・小型及び操縦が簡単であることから、狭い地域を手軽に測定できるツールとして有用である。上空からの放射線モニタリングにおいて、地上への線量換算は、地表面の線量率が一定であり地形が平面であるモデル (平面モデル) 及び高度と検出器の計数率の指数関数的な相関関係を前提としている。ドローンがフライトするのに適している 50 m 以下の高度では、地上に無限平板で均一な線源を仮定した場合、周辺の影響が大きくなるため、単純な高度と計数率に指数関数的な相関関係にはならない。また、実際の測定場所では、樹木や構造物が存在すること及び地形に勾配があるため、パラメータはさらに複雑となる。本研究では、複数の場所でドローンの高度を変えてフライトさせたデータを元に計算コードを組み合わせることにより、地上値へ換算する手法を検討した。

## 2. 方法

放射線の測定には、市販のドローン(3D Robotix 社製)をベースにした開発機を使用した。放射線測定器には GAGG シンチレーション検出器 (1”Φ×1”H) を使用し、3 秒毎にγ 線スペクトルデータ及び GPS データを取得するとともに、地上においてサーベイメータを使って詳細な放射線分布情報を得た。また、同エリアにおいて写真測量を実施し、分解能数十 cm の DSM (Digital surface model) データを取得した。取得した DSM データを元に、測定した対地高度を計算し、放射性セシウム起源の計数率との関係を考察した。さらに、同位置における地形や放射性セシウムの分布状況について MCNP を用いて体系を模擬し、実測値と比較した。

## 3. まとめ

地上値との比較から、同高度であっても地上 1 m の線量率と上空の計数率の比（換算係数）は測定場所の特徴によって変化することが分かった（図 1 参照)。森林と平地により別々の換算係数を準備することにより、従来の平面モデルによる手法よりは精度が向上することが分かった。

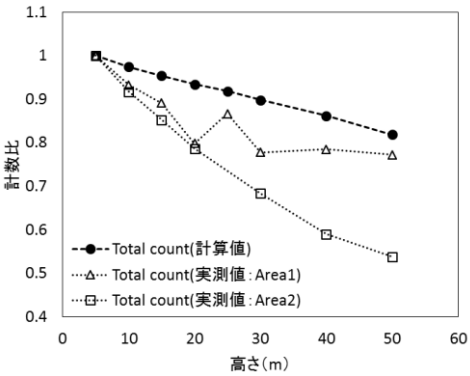



図 1. 高度変化に伴う放射線計数率の変化
計算値は線源が均一に広がった平面体系で計算

*Miyuki Sasaki[1], Yukiyasu Nishizawa[1], Azusa Ishizaki[1], Mitsuo Imura[2] and Yukihisa Sanada[1]
[1]JAEA Fukushima [2] OYO Corporation.

# 空からの放射線計測技術の高度化
# （2）航空機モニタリングにおける空気中ラドン子孫核種の影響調査（その 1）

Advancement of airborne radiation measurement technology
(2) Investigation of effects of radon progeny nuclides on aerial monitoring (1)

*廣内 淳[1], 嶋田 和真[1], 西澤 幸康[1], 眞田 幸尚[1], 宗像 雅広[1]
[1]原子力機構

航空機モニタリングの測定値から人工放射性核種の放射能濃度を精度よく求めるためには、自然放射性核種（特に大気中ラドン子孫核種）の寄与を除く必要がある。ここでは、NaI(Tl)検出器と $LaBr_3$ 検出器で高度毎に測定した計数率比（$NaI/LaBr_3$）の違いを利用して、空気中ラドン子孫核種の寄与を除去する手法を考案する。始めに、EGS5で各検出器と航空機の体系化を行い、その体系を用いて高度毎に計数率比を算出し、実測値と計算結果を比較した。

**キーワード：**航空機モニタリング, NaI(Tl)検出器, $LaBr_3$ 検出器, ラドン子孫核種, EGS5

## 1. 緒言

放射性物質が大量に放出される原子力事故時に、放射性物質の沈着分布を迅速かつ広範囲に把握するための手法として、有人ヘリを用いた航空機モニタリングが挙げられる。航空機モニタリングでは、人工放射性核種のみならず、自然放射性核種からのγ線も測定しており、人工放射性核種の放射能濃度を精度よく導出するためには、自然放射性核種からのγ線の影響を除く必要がある。特にラドン子孫核種の大気中濃度は時間と共に変わるため、大気中ラドン子孫核種の影響を測定ごとに除去する必要がある。そこで本研究では、NaI(Tl)検出器と $LaBr_3$ 検出器を用いて測定された計数率の比（$NaI/LaBr_3$）が高度毎に異なることを利用して、空気中ラドン子孫核種の影響を除去する手法を考案する。その 1 として、測定概要と光子輸送計算結果を示す。

## 2. 測定概要

測定は2016年2月に福島第一原発周辺で同じ測線上で行った。陸上では、対地高度を 300 m、450 m、600 m とし、それぞれ 10 分間の測定を行った(17回)。海上では、海抜高度 300 m で 15 分間の測定を行った(5 回)。海上での NaI 検出器と $LaBr_3$ 検出器の計数率（海上で測定された最小値を BG として扱い、以降、「計数率」は全て BG を引いたもの）には強い正の相関が見られ、その傾き（$NaI/LaBr_3$）は約 28 であった。陸上での NaI 検出器と $LaBr_3$ 検出器の計数率にも海上と同様に強い正の相関が見られ、その傾きは高度によって異なり、高度 300 m で約 32、450 m で約 31、600 m で約 29 であった。

## 3. 光子輸送計算

モニタリング中の NaI 検出器と $LaBr_3$ 検出器応答を光子輸送計算 EGS5[1] により、測定状況を模擬して求めた。ヘリは簡易的に Al 厚さ 5 cm の楕円球として模擬した。この時、検出器周囲の Al カバー、検出器全体を覆うカバー、ヘリの燃料を再現した。作製した体系の妥当性を確認するため、線源試験結果と計算結果を比較した（図）。計数率の差異は平均で約 10%であり、作製した体系は妥当であることが確認できた。

モニタリング中の体系は山等の地面の凹凸を再現せずに、地面は半無限平板とした。モニタリングに寄与したと考えられる核種は人工放射性核種の $^{134}Cs$ と $^{137}Cs$、自然放射性核種の $^{40}K$、U 系列、Th 系列である。人工放射性核種の地面中の濃度は指数分布であると仮定し、緩衝深度 $\beta$ は 3 g $cm^{-2}$ [2]とした。地面中に存在する自然放射性核種は分布を持たずに一様に存在するとした。大気中に存在するラドン子孫核種は大気中に一様に分布するとした。測定地周辺で得られうる放射能濃度[3], [4]を用いて計数率比を求めた結果、ラドン子孫核種が大気中に存在する場合に 22、高度 300 m で約 41、450 m で約 38、600 m で約 31 であり、実測値の傾向を概ね再現できた。

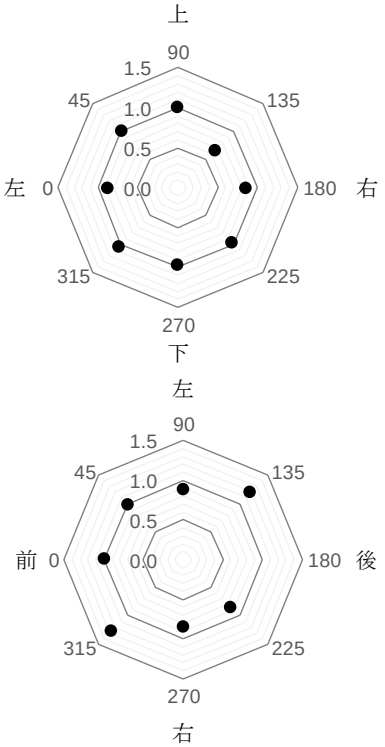



図 線源試験結果と EGS 計算結果の比較（値は計算/実測比）

## 参考文献

[1] Hirayama et al., KEK Report 2005-8, SLAC-R-730 (2005). [2] Matsuda et al., J. Environ. Radioact., 139, 427-434 (2015).
[3] 地質調査総合センター, 日本の地球化学図 (2004). [4] 眞田ら, JAEA-Research, 2015-006 (2015).

* Jun Hirouchi [1], Kazumasa SHIMADA [1], Yukiyasu NISHIZAWA [1], Yukihisa SANADA [1] and Masahiro MUNAKATA [1]
[1]JAEA.

# 空からの放射線計測技術の高度化
# （３）航空機モニタリングにおける空気中ラドン子孫核種の影響調査（その２）

Advancement of airborne radiation measurement technology

(3) Investigation of effects of radon progeny nuclides on aerial monitoring (2)

*西澤 幸康[1]，廣内 淳[1]，嶋田 和真[1]，眞田 幸尚[1]，宗像 雅広[1]

[1]原子力機構

航空機モニタリングの測定値から人工放射性核種の放射能濃度を精度よく求めるためには、自然放射性核種（特に大気中ラドン子孫核種）の寄与を除く必要がある。ここでは、NaI(Tl)検出器と $LaBr_3$ 検出器で高度毎に測定した計数率比（$NaI/LaBr_3$）の違いを利用して、大気中ラドン子孫核種の寄与を除去する手法を考案する。この除去手法を実際のモニタリングデータに適用した。

**キーワード**：航空機モニタリング、NaI(Tl)検出器、$LaBr_3$ 検出器、ラドン子孫核種

## 1. 緒言

原子力災害時に広範囲の放射線測定を行う手段の一つとして、有人ヘリを用いた航空機モニタリングが挙げられる。航空機モニタリングでは、人工放射性核種のみならず自然放射性核種からのガンマ線を測定しており、人工放射性核種の濃度を精度よく求めるためには、自然放射性核種からのガンマ線の影響を除く必要がある。そこで、地上からの放射線を検知する NaI(Tl)検出器の他に比較的小さい LaBr3 検出器(3”Φx3”H)を搭載して高度ごとに測定した計数率比（NaI/LaBr3）の違いを利用することによって、大気中ラドン子孫核種の影響を除去する手法を考案した。本発表では、シリーズ発表のその 1 で計算シミュレーションを用いて求めた計数率比を実際のモニタリングデータへの適用を検討した。

## 2. 手法

本解析は福島原子力発電所事故由来の放射性セシウムが確認されていない川内原発周辺のモニタリングデータを使用した。$LaBr_3$ 検出器と NaI 検出器の全計数からラドン子孫核種由来の計数率を除き、地上由来計数率(Ng)を求める評価式を以下のように設定した。

$$Ng = \frac{GI \cdot N_{all} - GI \cdot RI \cdot L_{all}}{GI - RI}$$

ただし、$N_{all}$ は NaI 検出器の全計数率、$L_{all}$ は NaI 検出器の全計数率、RI はラドン子孫核種由来のガンマ線環境場における計数率比（NaI/LaBr3）、GI は地上由来のガンマ線環境場における計数率比（NaI/LaBr3）

RI と GI を図 1 のように海上におけるモニタリングデータと対地高度 300m における計数率比（NaI/LaBr3）からそれぞれ求め、モニタリングデータに評価式を適用して空間線量率マップを作成した。

## 3. 結果

今回の手法を適用した地上 1m の空間線量率マップを新たに作成し、ラドン子孫核種の影響を適切に取り除けたことを確認した。これにより空間線量率マップの精度向上が期待できる。また、大気中に分布したラドン子孫核種の濃度分布を推定した。

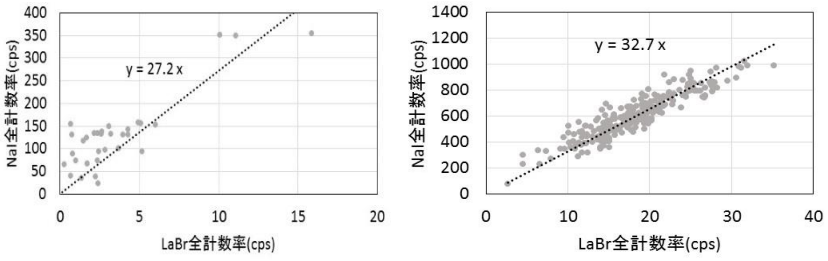



図 1 NaI 検出器と LaBr3 検出器の比率（左：海上、右：高度 300m）

*Yukiyasu NISHIZAWA [1], Jun HIROUCHI [1], Kazumasa SHIMADA [1], Yukihisa SANADA [1] and Masahiro MUNAKATA [1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# 空からの放射線計測技術の高度化
# （4）航空機モニタリングにおける積雪の影響調査

Advancement of airborne radiation measurement technology

(4) Investigation of snow effects on aerial monitoring

*石﨑　梓[1]，森　愛理[1]，眞田　幸尚[1]、伊村光生[1]、佐々木　美雪[1]、石田　睦司[1]、宗像雅広[1]

[1]原子力機構

降雪後の航空機モニタリングでは積雪層によりガンマ線が減弱されるため、既存の手法だけでは正確な測定値の解析が行えない。放射性物質沈着後の積雪層によるガンマ線減衰を考慮した空間線量率等の換算をより正確に行うため、本研究では、積雪深に応じたガンマ線の減衰量の調査を実施した。

**キーワード**：航空機モニタリング、積雪、LiDAR、3D オルソ

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、環境中に放出された放射性物質の沈着量や空間線量率を広域かつ迅速に取得する手段として、航空機モニタリングが実施されている[1]。時期によっては積雪した地域を飛行しなければならない場合もあるため、積雪条件下では、ガンマ線が積雪層による減衰を考慮した正確な測定手法が必要となる。そこで、本研究では、将来的に積雪による減衰の補正を実施するための基礎調査として、積雪前後の空間線量率を比較することによって、積雪量に応じたガンマ線減衰率の調査を行った。

## 2. 方法

本研究では、積雪前後に航空レーザー測量および 3D オルソ解析を実施し、それぞれの時期の数値標高データの差分から積雪深を求めた。ガンマ線量は航空機モニタリングによって測定した。航空機モニタリングでは、ヘリコプター内に検出器システム搭載し、対地高度 300m を維持しながら 600m 間隔の櫛状測線上を飛行した。1 秒ごとにガンマ線のエネルギースペクトルを取得し、自然放射線等のバックグラウンドを差し引いた係数率から地上 1m の空間線量率や表面汚染密度に変換している。また、地上の 52 地点において地上測定を行い、空間線量率、積雪深と積雪密度を取得し、航空機による各値の測定結果と比較を行った。空間線量率は NaI サーベイメータを用い、積雪深と積雪密度は積雪のサンプリング結果から求めた。

## 3. 結果

積雪前後の空間線量率（D1:積雪前、D2:積雪後）の比と積雪深との関係を図 1 に示す。積雪深 0～40cm までは積雪深の増加に伴い空間線量率比が減少しているが、それ以降では 0.6 付近で一定となった。本結果を基に、積雪時における航空機モニタリングの補正方法の検討を進める。

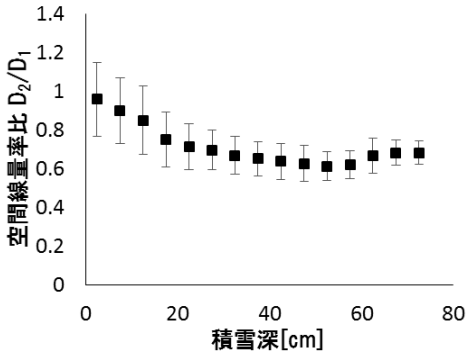



図 1　積雪深と空間線量率比の関係

**参考文献**

[1] 眞田幸尚ほか、平成 26 年度福島第一原子力発電所周辺における航空機モニタリング、JAEA-Research 2016-006

*Azusa Ishizaki[1], Airi Mori[1], Yukihisa Sanada[1], Mitsuo Imura[1], Miyuki Sasaki[1], Mutsushi Ishida[1] and Masahiro Munakata[1]

[1]JAEA.

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 8, 2016 4:05 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [2J15-19] Environmental Remediation 1

Chair: Yoko Fujikawa (Kyoto Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [2J15] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

(1)Overview and preliminary research

*KAZUKI IIJIMA[1], Terumi Dohi[1], Tadafumi Niizato[1], Kenso Fujiwara[1], Yoshikazu Koma[1], Shinichi Suzuki[1], Yoshihiro Oda[1], Yoshihito Ohmura[2], Takayuki Sasaki[3], Kenji Nanba[4] (1.JAEA, 2.National Institute of Nature and Science, 3.Kyoto University, 4.Fukushima University)

---

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [2J16] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

(2)Soil analysis and sorption experiments

*Takayuki Sasaki[1], Kenso Fujiwara[2], Terumi Dohi[2], Taishi Kobayashi[1], Kazuki Iijima[2] (1.Kyoto Univ., 2.JAEA)

---

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [2J17] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

(3)Radionuclides behavior to the soil in and around the NPS site

*Youko Takahatake[1], Yoshikazu Koma[1], Kazuki Iijima[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

---

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

### [2J18] Biological degradtion of oil in the contaminated waste water

*Toshihiko Ohnuki[1], Tetsuya Ito[2], Takasuke Kakuta[2] (1.TITECH, 2.Mushugen Kogyo)

---

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

### [2J19] Result of Demonstration Test on Decontamination and Volume reduction Technology

*TADASHI MURAKAMI[1], YUUHEI HAYASHI[1], HIKARU KAJIWARA[1] (1.NUCLEAR SAFETY TECHNOLOGY CENTER)

---

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

# オフサイトの核種分布特性に基づくサイト内環境中の核種インベントリの推定 （1）研究概要と予備調査結果

Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

(1) Overview and preliminary research

*飯島 和毅[1]，土肥 輝美[1]，新里 忠史[1]，藤原 健壮[1]，駒 義和[1]，鈴木 伸一[1]，飯島 和毅[1]，
小田 好博[1]，大村 嘉人[2]，佐々木 隆之[3]，難波 謙二[4]
[1]原子力機構，[2]国立科学博物館 ，[3]京大院・工，[4]福島大

福島第一原子力発電所の廃炉作業を進める際に環境中から発生する多種多様な廃棄物（土壌、樹木等）中のインベントリ評価のため、サイト外に沈着した核種の組成・濃度、飛散物の化学形態等の距離・方位および時間依存性に基づくサイト内各地点の核種インベントリ推定手法確立に向けた研究を進めている。
**キーワード**：福島第一原子力発電所事故，核種インベントリ，オフサイト核種沈着特性，方位依存性，距離依存性，推定モデル

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業を進める際に、発電所サイト内で発生する多種多様な固体廃棄物（土壌、樹木等）中の放射性核種のインベントリ評価に向け、様々な核種について、最も定量しやすい $^{137}$Cs との濃度比（輸送比）を廃棄物毎に評価する試みが進められている。しかし、これまでの調査結果から、サイト内の場所によって、同じ固体廃棄物でも輸送比が 1 桁以上異なること、Sr は時間とともに輸送比が減少している可能性があることが示唆されており、インベントリ評価に当たってはこの輸送比のばらつきの原因を解明し、定量性を向上させた評価手法を確立する必要がある。一方、サイト外では、モニタリング結果から事故で放出された放射性プルームの軌跡が確認でき、線量率も比較的低く、試料採取・分析も容易である。そこで、サイト外における核種の濃度、表土中・樹木中の分布状況、飛散物の化学形態等について、距離・方位および時間依存性を系統的に評価し、依存性に基づきサイト内各地点における核種インベントリを評価する手法の確立を目指している。本報では、研究概要と予備調査結果について報告する。

## 2. 研究概要

本研究では、以下の 3 つの項目を実施する。

(1) 地衣類・表土中放射性核種の濃度・化学形態分布の距離依存性評価：サイト外に生育する地衣類中の核種濃度を評価するとともに、地衣類表面に存在する核種含有粒子について、元素組成、元素結合状態等を明らかにし、化学形態を推定、同様な粒子のプルーム軌跡上の分布の距離依存性を評価する。

(2) 表土深部・樹木内部における放射性核種の濃度分布状況把握と移行挙動評価：Sr やアクチニド核種等の核種の測定手法を確立しつつ、表土中深さ方向や樹木中各部位の核種濃度分布を測定する。また、濃度分布の時間変化を評価し、室内実験等で得られた核種の溶解度や収着分配係数等の特性値を用いた移行モデル解析により、移行現象を理解、各時点における核種濃度分布の推定をサポートする。

(3) サイト外における放射性核種動態特性のサイト内領域への外挿手法の検討と評価：各プルームの核種の濃度や化学形態の距離依存性に基づき、サイト内およびサイト外における初期の汚染分布を推定するとともに、表土や植物に係る核種の移行を考慮して、核種濃度分布の時間変化を評価する手法を検討する。

## 3. 予備調査等の結果

大熊町および双葉町内において、γ線検出器を車載して走行サーベイを実施した。得られた空間線量率分布から放射性プルームの中心が通った軌跡は、概ね北から反時計回りに北北西、西－北、西－南、南西、南－西、南－東の 6 本に大別できることを明らかにした。それらの軌跡上で調査候補地点を選定するとともに、西および南プルームの数地点において、地衣類および表土を採取、核種濃度等を測定した。その結果、発電所のごく近傍で採取された土壌試料中で $^{134}$Cs、$^{137}$Cs、$^{90}$Sr、$^{238}$Pu、$^{239+240}$Pu、$^{241}$Am および $^{244}$Cm 濃度を測定でき、本法による核種インベントリ評価に見通しを得ることができた。

---

* Kazuki Iijima [1],Terumi Dohi [1], Tadafumi Niizato [1], Kenso Fujiwara [1], Yoshikazu Koma [1], Shinichi Suzuki [1], Yoshihiro Oda [1], Yoshito Ohmura [2], Takayuki Sasaki [3] and Kenji Nanba [4]

[1]JAEA, [2]National Museum of Nature and Science, [3]Kyoto University, [4]Fukushima University

# オフサイトの核種分布特性に基づくサイト内環境中の核種インベントリの推定 （２）土壌の分析と室内吸着試験

Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution
(2) Soil analysis and sorption experiments

*佐々木 隆之[1]，藤原 健壮[2]，土肥 輝美[2]，小林 大志[1]，飯島 和毅[2]
[1]京大院･工，[2]原子力機構

プルーム軌跡上のオフサイト土壌2地点（1Fから南および西側）において採取した土壌の放射能分析を行うとともに、核種移行モデルパラメータとして、Sr(II)、Eu(III)、Zr(IV)の収着分配係数 $K_d$ をバッチ吸着試験法により評価した。

**キーワード：**土壌分析，福島第一原子力発電所事故，収着分配係数

**1. 緒言**　福島事故廃棄物の適切な処理処分に向けて様々な核種のインベントリ評価が進められている。汚染した環境土壌中の評価上重要だが測定困難な核種（例えば $^{90}$Sr やアクチノイド）の濃度分布を把握することで、廃棄物に含まれる核種の性状（種類、濃度、状態）のより正確な評価や予測に資することができる。本研究では、核種濃度が比較的高いプルーム軌跡上の表土に着目し、放射性核種濃度の距離・方向・時間・土壌深度依存性等の分布を実分析により評価するとともに、採取土壌を用いた核種吸着試験を行い、核種移行モデルに必要な収着分配係数を求めた。

**2. 実験**　南および西プルームの軌跡上で比較的線量率が高い地点において、表土試料（南④（1F敷地外周回道路から5 m）および西①（新事務棟の西方約200 m））を採取した。南④は落葉広葉樹－常緑針葉樹の混交林、西①は落葉広葉樹が多い平坦地であり、褐色森林土と褐色森林土に移行しつつあるマサ土である。乾燥等の前処理した後、γ線（$^{134,137}$Cs）、β線（$^{90}$Sr）、α線（$^{238,239+240}$Pu, $^{241}$Am, $^{244}$Cm）放出核種の濃度を測定した。バッチ吸着試験では乾燥および乳鉢等による粒度調整は行わず、2 mmメッシュのふるいで分画し1.0 gを用いた。水相は採取地点付近の湧水と土壌を混ぜて予め土壌平衡水を調製し、その上澄み50 mlにキャリアフリーの $^{85}$Sr および $^{152}$Eu、および微量の天然Zrを添加した。比較のため0.01 M NaCl（参照水）についても検討した。溶液を所定時間穏やかに振とう後、0.45 μm孔径PTFEメンブランフィルタでろ過した水相中のSrおよびEu（Ge半導体検出器）、Zr（ICP-MS）濃度を求めることで $K_d$（m$^3$/kg）を得た。

**3. 結果と考察**　土壌中のγ線核種濃度は南④で約$10^4$ kBq/kg、西①で$10^2$ kBq/kg程度であった。$^{137}$Csの総沈着量で深さ1 cmごとの沈着量を規格化すると、Csの深さ方向への移行挙動に採取地点間で大きな違いがないことが分かった。なお他のγ線核種を定量する場合はバックグラウンドを低減するため予めCsを除去すべきである。β，α線核種も検出され、南④の核種濃度が西①のそれよりも高い傾向にあることが分かった。吸着試験結果として図1にSr, Euの振とう3日後の $K_d$ 値を示す。全体的にSrよりEuの $K_d$ が高く、イオン価数に起因する静電的相互作用の差異と考えられる。また南④の方が西①より $K_d$ が高いことが分かった。参照水ではEuの $K_d$ 値が微増した一方、Srは土壌の種類に寄らず一桁低下した。

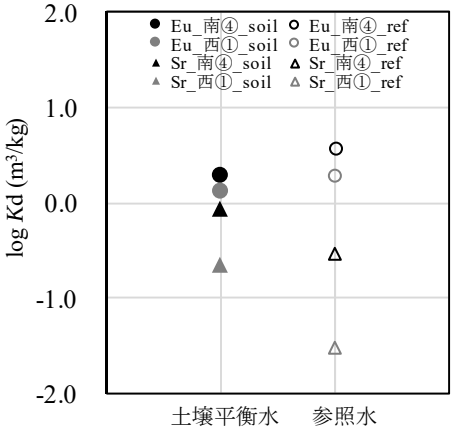



図1　短期振とう後(3日)のSrおよびEuの収着分配係数.

*Takayuki Sasaki[1], Kenso Fujiwara[2], Terumi Dohi[2], Taishi Kobayashi[1] and Kazuki Iijima[2]
[1]Kyoto Univ., [2]JAEA.

# オフサイトの核種分布特性に基づくサイト内環境中の核種インベントリの推定
# （3）サイト及び周辺における土壌への核種移行挙動

Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

(3) Radionuclides behavior to the soil in and around the NPS site

*高畠 容子[1]，駒 義和[1]，飯島 和毅[1]

[1]原子力機構

福島第一原子力発電所で発生する事故廃棄物の核種インベントリを求めるためのモデルを構築するために、サイト内とその周辺の土壌の汚染分布を比較した。サイト周辺の表土の放射性核種分布はサイト内と同様の方位依存性があったことから、サイト内とその周辺の土壌における汚染分布の連続性を確認した。

**キーワード：**福島第一原子力発電所事故，インベントリ評価，土壌，放射性核種分布

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所では事故により瓦礫や土壌、伐採木、滞留水や汚染水の処理による二次廃棄物、建屋解体廃棄物のような放射性廃棄物が多量に発生し、これらの処理･処分のためには各廃棄物の核種インベントリを明らかにすることが重要である。そこで、サイト外の汚染分布をもとに作成したモデルにより、サイト内の汚染分布を求めることを検討している。本報では、サイト内外の汚染分布の関係を調べるために、サイト内とその周辺で得られた土壌試料の分析結果を比較した。

## 2. 方法

前報に示したサイト周辺の 2 点（南側④と西側①）[1]と南側④より西側の南側②で採取した表土試料の分析結果を検討に供した。サイト内外で採取された土壌の放射能濃度を比較するために、ソースタームから汚染物への個々の核種の移行率を表す輸送比を計算した[2]。基準核種には試料によらず定量できた $^{137}$Cs を選定した。$^{137}$Cs のほかにサイト周辺の表土にて濃度が得られた $^{134}$Cs、$^{90}$Sr、$^{238}$Pu、$^{239+240}$Pu、$^{241}$Am、$^{244}$Cm について、各地点における輸送比を求め、サイト内土壌の輸送比と比較した。

## 3. 結論

図にサイト周辺の 3 地点で採取された表土の輸送比と Pu の放射能比を示す。2011 年 5 月から 11 月にサイト内にて得られた $^{90}$Sr の輸送比の平均値は、1 及び 2 号機のスタックから西北西約 500m の地点にて $9.5\times10^{-4}$、南南西約 500m の地点で $4.0\times10^{-4}$ [2]と、それぞれ西側①、南側②と同程度の値であり、$^{238,239+240}$Pu の輸送比の平均値もサイト内とその周辺で同程度の値であった。サイト内とその周辺で汚染分布に関係がみられることから、サイト外土壌の汚染状況は、サイト内の汚染分布を推測するうえで有用な情報と思われる。サイト周辺の南側の 1 地点では Pu-238/-239+240 放射能比が高く、事故による核種沈着の影響が大きいと考えられる。

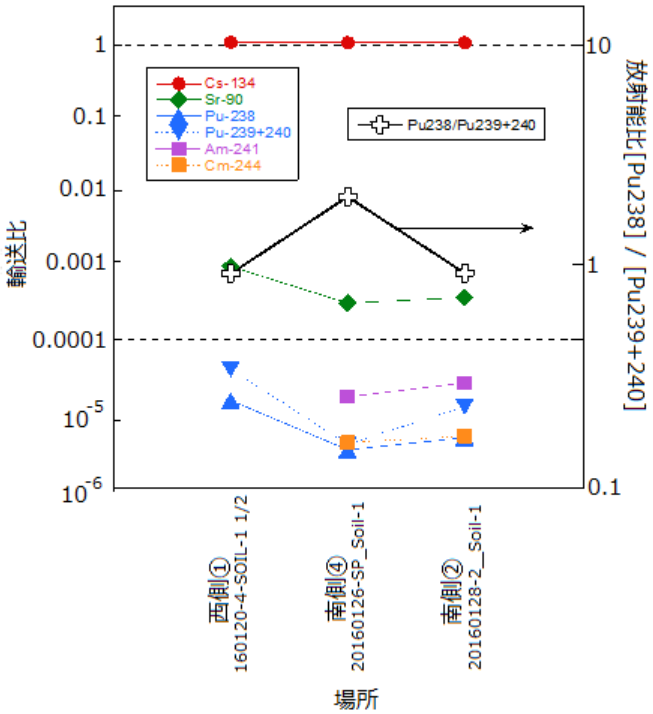



図　サイト周辺で採取した表土の $^{137}$Cs を基準とした輸送比と Pu の放射能比

**参考文献**

[1] 佐々木 隆之ら，本会 予稿.

[2] 駒 義和, “福島第一原子力発電所内の土壌への放射性核種の移行”, JAEA-Data/Code 2014-015 (2014).

* Youko Takahatake [1], Yoshikazu Koma [1] and Kazuki Iijima [1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# 油分解微生物を用いた廃液中油分の分解除去法の開発

Biological degradtion of oil in the contaminated waste water

*大貫敏彦[1]，伊藤徹哉[2]，、角田貴介[2]

[1]東工大・先導原研，[2]無臭元工業

油分を分解する能力を有する微生物を用いて、廃水中油分処理法を開発している。本発表では、原位置において油分分解微生物による油分を含む廃水の処理を行うために、分解菌を担体に固定化して投入する方法を検討した。その結果、固定化する方法は有効であることが分かった。

**キーワード： 環境修復**、油分解、微生物処理、固定法

**1. 緒言**：自然界において油分を分解する能力を有する微生物は多数確認されており、これらの微生物を用いた油分の分解処理の研究は数多くなされている。それらの結果に基づき、油分解微生物を製剤化したものも市販されている。しかしながら、廃水中油分の微生物による処理は、効率や必要とされるエネルギー及びコスト、現有廃水処理施設との適合性等の多くの問題を抱えており、現実的な処理方法としては多くの課題を残している。本報告では、油分発生の場所を環境中と仮定して、原位置において処理を行う方法を検討した。具体的には、担体に油分解菌を固定化させて油分含有試料に投入する方法を用いて、油分の分解について検討した。

**2. 実験**：油分解微生物を担体に固定化する試験では、200mL のｱﾙｷﾞﾝ酸ﾅﾄﾘｳﾑ 1.5%溶液に、油分解微生物約 30 g（培養後、遠心　分離し回収したもの）を添加し懸濁させた溶液を、シリンジチューブにより 10%塩化カルシウム溶液に滴下し、カルシウム架橋させることで担体中に固定した。

油分含有排水試料としては、n－ヘキサン抽出法により測定した油分が 350-4700ppm であった。まず、原位置における活性汚泥中に生息する微生物の油分分解能を評価した。試験は、活性汚泥を含む試料溶液を、1.5L/min で 48 時間通気する、曝気条件で行った。試験終了後に n－ヘキサン抽出法により油分量を測定した。曝気試験中の pH をモニターした。微生物の添加法を検討するため、微生物の直接添加及び担体に固定した微生物の添加の 2 つの方法について検討した。微生物の直接添加では、油分分解菌を対象区溶液に 0.5g/L となるように加えた。担体中への固定化した菌を添加する試験では、油分と活性汚泥を含む水試料に 100g/L となるように微生物を固定した担体を添加した。対象区としては、活性汚泥を含み微生物を固定した担体を含まない試料とした。油分分解試験は 1.5L/min で 48 時間通気する曝気条件で行った。

**3. 結果及び考察**

活性汚泥中を添加した試料中の油分濃度は、添加前の 1 約 6%に減少した。この結果は、活性汚泥中に生息する微生物の中には、油分を分解する能力を有する菌が存在することを示している。試料溶液中の pH は添加前に約 4 であり、活性汚泥を添加することにより上昇し、48 時間後には約 9 となった。*Pseudomonas fluorescens* による有機酸の分解試験試験においても水溶液の pH が上昇したことから、油分分解は微生物の活性によるものと推察された。

微生物を直接添加した場合には、試験終了後の油分濃度は活性汚泥を含む試料とほぼ同じであった。一方、対象区における微生物を固定した単体を添加した場合、試料中の油分濃度は約 2%まで減少した。この結果から、担体に固定した微生物を加えた方が、対直接菌を投入する場合よりも、油分分解が促進されることが分かった。したがって、微生物を固定化して添加することは原位置における油分分解処理において有効な方法である。

現在、幾つかの種類の油分の分解について担体固定添加法の有効性を調べている。それらの結果と併せて、微生物による油分分解法について発表する。

---

* Toshihiko Ohnuki [1], Tetsuya Ito[2] and Takasuke Kakuta[2]

[1] TITECH・LANE, [2]Mushugen Kogyo

# 「環境省　平成 27 年度除染・減容等技術実証事業」の評価結果

## Result of Demonstration Tests on Decontamination and Volume reduction Technology

*村上　督[1]　林　雄平[1]　梶原　晃[1]
MURAKAMI TADASHI　HAYASHI YUUHEI　KAJIWARA HIKARU
[1]公益財団法人原子力安全技術センター

東京電力福島第一原子力発電所の事故を受け、環境省が除染・減容等技術実証事業の公募を行い、平成 27 年度の事業では原子力安全技術センターが採択技術の選定・評価等業務を受託し、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の協力を得て事業者に技術的助言を実施すると共に実証事業を総合的に取りまとめた。

**キーワード**：除染、減容、再生利用、実証、除去土壌、汚染廃棄物、運搬、保管、中間貯蔵

**１．緒言**　環境省では、今後の除染や汚染廃棄物の処理及び中間貯蔵開始後 30 年以内の最終処分を見据えた除去土壌等の減容・再生利用等に活用し得る技術を公募した。その結果、下表に示す 9 件の技術が実証事業として採択され、原子力安全技術センターはこれらの事業に対して、試験計画時・試験実施時・成果の取りまとめ時に助言等を行い、得られた成果の概要をまとめた[1)]。

**２．各技術の実証結果**

(1)除去土壌等の減容・再利用等技術

①水熱抽出方法による焼却灰からのセシウム除去性能として 85～95%の抽出率が得られた。②環境適合性洗剤を用いて汚染土壌細粒分の除染率として 22%が得られた。③農地除去土壌から草木類を選別除去するための土質改良材試験の結果、生石灰の 1/5 の添加率で改質効果が得られた。④準連続式亜臨界水熱爆砕処理による細粒土の除染処理が可能であることを確認した。

(2) 除去土壌等の運搬や中間貯蔵等関連技術

⑤バックホウ型放射線計測装置を用いて土のう袋計測を３名で運用可能であった。⑥可搬型の放射能濃度測定で Ge 検出器測定と同等の結果を得た。また粉塵等発生抑制技術として流出土砂量を砂質土で 1/4 に低減できた。

(3)放射性物質に汚染された廃棄物の処理技術

⑧クロスフローシュレッダによる汚染ラジエータの除染率は 93～97%であった。⑨放射性セシウムで汚染した金属廃棄物を 1600℃で溶融除染した結果、検出下限未満（0.2Bq/kg 以下）まで除染できた。

平成 27 年度除染・減容等技術実証事業の採択技術

| 番号 | 事業分野 | 対象 | 実証テーマ名 |
|---|---|---|---|
| ① | 除去土壌等の減容・再生利用等技術 | 焼却灰 | 水熱抽出方法による焼却灰に含まれる放射性セシウムの除去と放射性物質の減容化、及び安定化実証 |
| ② | | 土壌 | 環境適合性洗浄剤を用いての汚染土壌細粒分の除染・減容化技術の開発と浄化土壌の再利用 |
| ③ | | 土壌 | 高含水・高粘性の農地除去土壌に含まれる草木類の選別除去を可能にする土質改良とふるい分けによる減容化と農地再生利用促進システムの実証・検証 |
| ④ | | 土壌 | 準連続式亜臨界水熱爆砕処理による細粒土の除染減容化 |
| ⑤ | 除去土壌等の運搬や中間貯蔵関連技術 | 測定 | バックホウ型放射線計測装置を用いての土のう袋計測の安全性(被ばく低減・作業安全)、省力化の比較検証 |
| ⑥ | | 測定・貯蔵 | 除去土壌等の輸送時における可搬型放射能濃度測定技術及び埋立時における粉塵等発生抑制技術 |
| ⑦ | 除染関連技術等 | 測定 | ミニサーベイヤを活用した上空からのガンマ線可視化装置による空間線量の迅速測定技術の実証 |
| ⑧ | 放射性物質汚染廃棄物の処理技術 | 金属 | クロスフローシュレッダによる放射性物質除去の処理技術補助事業 |
| ⑨ | | 金属 | 放射性セシウムで汚染した金属廃棄物の溶融除染による除染・減容・資材化技術 |

**３．まとめ**

除染・減容等に関する 8 件の技術を実証し、いずれも実用化の可能性がある有用な技術であることを確認した。

（注）⑦については、当該ミニサーベイヤの現地試験場となるはずであった一般家屋の解体やミニサーベイヤの墜落等の不具合による事業の遅れにより、業務の遂行が困難となったため、試験は中止となった。

**参考文献**：

1)　公益財団法人原子力安全技術センター,「平成 27 年度除染・減容等技術選定・評価等業務　報告書」, 平成 28 年 3 月　(http://www.nustec.or.jp/etc/josen.html)

*TADASHI MURAKAMI[1], YUUHEI HAYASHI[1], HIKARU KAJIWARA[1]
[1]NUCLEAR SAFETY TECHNOLOGY CENTER

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 8, 2016 5:25 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [2J20-23] FDNPP Accident: Environmental Radioactivity

Chair: Toshihiko Ohnuki (Tokyo Tech)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

### [2J20] Proposition of Cs free mineralization for decontamination and reuse of contaminated soil in Fukushima

(1)Cesium free mineralization of Fukusushima weathered biotite saturated and sorbed with nonradioactive Cs

*Iwao Shimoyama[1], Mitsunori Honda[1], Toshihiro Kogure[2], Norie Hirao[1], Yuji Baba[1], Yoshihiro Okamoto[1], Tsuyoshi Yaita[1], Shinichi Suzuki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The university of Tokyo)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

### [2J21] Proposition of Cs free mineralization for decontamination and reuse of contaminated soil in Fukushima.

(2)Mechanism of Cs removal processes from weathered biotite by heating treatment with NaCl–$CaCl_2$ mixed salt revealed by *in situ* EXAFS analysis.

*Mitsunori Honda[1], Yoshihiro Okamoto[1], Iwao Shimoyama[1,2], Hideaki Shiwaku[1], Shinichi Suzuki[1,2], Tsuyoshi Yaita[1,2] (1.JAEA MRSC, 2.JAEA FESC)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

### [2J22] Radiation dose distribution of mountainous area around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

(1)Field investigation

*Terumi DOHI[1], Kenso FUJIWARA[1], Naoyuki KIKUCHI[1], Hiroki HAGIWARA[1], Kazuki IIJIMA[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

### [2J23] Radiation dose distribution of mountainous area around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

(2)data analysis

*Yoshihiro Oda[1], Terumi Dohi[1], Seiichi Kanaizuka[1], Kazuki Iijima[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

# 福島における汚染土壌の除染と再利用を目指したセシウムフリー鉱化法
# （1）非放射性 Cs を飽和吸着した福島風化黒雲母のセシウムフリー鉱化反応

Proposition of Cs free mineralization for decontamination and reuse of contaminated soil in Fukushima
(1) Cesium free mineralization of Fukushima weathered biotite saturated and sorbed with nonradioactive Cs

*下山　巖[1]，本田充紀[1]，小暮敏博[2]，平尾法恵[1]，馬場祐治[1]，岡本芳浩[1]，矢板毅[1]，鈴木伸一[1]
[1]原子力機構，[2]東大院理

放射性 Cs 汚染土壌の除染方法として、土壌中の粘土鉱物をアルカリ塩等の試薬と反応させ、Cs を構造中に取り込まない別の物質に変換することで Cs を除去し、生成物を産業利用することで廃棄物を減らす Cs フリー鉱化法の概念を提案する。

**キーワード：**土壌除染，セシウム，Cs フリー鉱化法

## 1. 緒言

福島における放射性 Cs 汚染土壌の管理は大きな問題であるが、特に土壌中の粘土鉱物に Cs が固定されていることから Cs 脱離を促進する手法として、汚染土壌にアルカリ塩化物を添加し 1000℃以上に加熱する方法が提案されている。これらの手法による Cs 除去率は概ね 100%近い高い数値を示しているが、アルカリ塩化物添加時の Cs 脱離メカニズムについては不明な点が多く、また高温処理によるコスト高等も課題となっている。そこで我々は顕著な Cs 吸着挙動を示す風化黒雲母に対し 700℃以下でアルカリ塩を作用させた場合の構造及び組成変化と Cs 脱離挙動を調べ、それに基づいた Cs フリー鉱化法の概念について提案する。

## 2. 実験

福島産の風化黒雲母（WB）粉末に非放射性 $^{133}Cs$ を飽和収着させ、低圧環境下で加熱処理を行った。アルカリ塩化物として $CaCl_2$, KCl, NaCl などを添加し、加熱処理後の余剰塩を除去後 XRF と XRD で組成と構造変化を調べた。また、昇温脱離法（TDS）により Cs 脱離挙動における添加塩依存性を調べた。

## 3. 結果と考察

$CaCl_2$ 添加時の 700℃の低圧加熱処理により 100%の Cs 除去率が得られ、その際に粘土鉱物が完全に消滅し輝石やワダライトなどに相変化したことがわかった。一方、KCl 添加時は約 55%の Cs 除去率となり WB の層状構造はほぼ保たれた。これらの結果は KCl と $CaCl_2$ では Cs 脱離過程における役割が異なり、前者が粘土鉱物のイオン交換による Cs 除去、後者が相変化を伴う Cs 除去と、それぞれ異なるメカニズムに起因している事を明らかにした。NaCl-$CaCl_2$ 混合塩添加時には Na/Si 組成比が 400～500℃の温度域一旦増加し 600℃以上では減少したのに対し、Ca/Si 組成比は温度と共に単調に増加したことから前者の反応は 600℃以下の低温域で支配的であり、後者の反応は 600℃以上の高温域で支配的になることを示唆している。相変化により得られた輝石やワダライトはサイズの大きい一価イオンを取り込むことができない結晶構造を持ち、その形成と共にほぼ 100%の Cs 除去率が得られたことから後者の反応である Cs フリー鉱化反応が土壌除染に有効であることを示している。TDS により観測した Cs 脱離挙動はアルカリ塩に依存した挙動を示し、その結果と上記の 2 種類の反応メカニズムとの関係についても考察する。

---

*Iwao Shimoyama[1], Mitsunori Honda[1], Toshihiro Kogure[2], Norie Hirao[1], Yuji Baba[1], Yoshihiro Okamoto[1], Tsuyoshi Yaita1, Shinichi Suzuki1
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Univ. of Tokyo

# 福島における汚染土壌の除染と再利用を目指したセシウムフリー鉱化法（2）その場観察 EXAFS 分析を用いた混合塩($NaCl$-$CaCl_2$)添加および加熱 処理による Cs 収着風化黒雲母からの Cs 除去過程の解明

Proposition of Cs free mineralization for decontamination and reuse of contaminated soil in Fukushima.

*本田 充紀[1]，岡本 芳浩[1]，下山 巖[1,2]，塩飽 秀啓[1]，鈴木 伸一[1,2]，矢板 毅[1,2]
[1]原子力機構・物質科学研究センター，[2]原子力機構・福島環境安全センター

本研究では、Cs 収着能力が高い風化黒雲母(WB)から混合塩($NaCl$+$CaCl_2$)を用いて Cs 除去する際の脱離機構について調べるために、広域 X 線吸収微細構造（EXAFS）分析を行い、低温領域（400-500℃）と高温領域（600-700℃）において異なる 2 タイプの Cs 脱離過程が存在することを明らかにした。

**キーワード**：Cs 除去，風化黒雲母，その場観察 EXAFS 分析

## 1. 緒言

福島の汚染土壌減容化には土壌中の粘土鉱物に固定された放射性 Cs の除去が必要不可欠である。これに対しアルカリ塩を添加して加熱処理を行う手法が提案されており高い Cs 除去率により注目を集めているが、加熱処理中の Cs 脱離過程の詳細は不明である。そこで我々は Cs 収着能力が高い WB[1]から混合塩($NaCl$-$CaCl_2$)を用いて Cs を除去する際の脱離機構についてその場観察(*in situ* EXAFS)を行い加熱中の Cs 局所構造変化を調べた[2]。

## 2. 実験

非放射性 Cs を WB に飽和収着しモル比 1:1 の $NaCl$-$CaCl_2$ 混合塩を重量比 1:1 で WB 粉末に添加した。この試料に対して 200-700℃の温度範囲で 100℃ごと *in situ* EXAFS を行い混合塩の有無によるスペクトルの違いを比較検討した。また加熱処理後に混合塩を除去した試料に対して通常の(*ex situ*) XAFS 測定と蛍光 X 線分析(XRF)を行い Cs 除去率の温度依存性を調べた。XAFS 実験は SPring-8 BL-11XU において実施した。

## 3. 結果と考察

*In situ* XAFS 測定後に EXAFS 関数から得た実空間の道径構造関数を比較した。まず混合塩無添加の場合、200-700℃の加熱において Cs はほぼ同じ局所構造を示し、Cs は WB 中に保持されている事が分かった。一方混合塩を添加した場合、加熱するにつれて構造が徐々に変化し、加熱後室温に戻した時は完全に異なる構造を観測した[右図]。加熱後に混合塩を除去した試料の *ex situ* XAFS 測定結果では、吸収強度が加熱温度と共に減少した。XRF 測定により Cs 除去率を算出したところ、吸収強度減少率の温度依存性は Cs 除去率と同様の傾向を持つことが確認された。Cs 除去率と EXAFS 解析の結果から、混合塩を添加して 700℃加熱するとほぼ全ての Cs は Cs-Cl に近い結合距離を示し 700℃から室温に戻した際にほぼ全ての Cs が WB から除去されたことが分かった。400-500℃加熱では Cs はシリカの四面体構造に囲まれ Cs-O 結合を保持していたにもかかわらず室温への冷却過程において約 5 割の Cs が除去されたことがわかった。以上から我々は低温領域（400-500℃）と高温領域（600-700℃）において異なる 2 タイプの Cs 脱離過程が存在すると結論した。

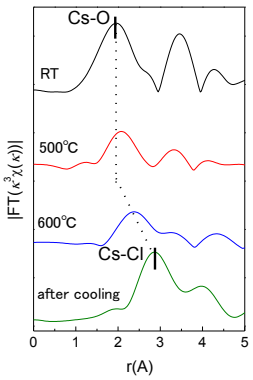



図 EXAFS 関数から得た実空間の動径構造関数 (混合塩添加有の室温、500℃、600℃、冷却後)

**参考文献**

[1] H. Mukai, *et al.*, Sci. Rep. (2016) 2–4. [2] M. Honda, *et al.*,(under submitted)

*Mitsunori Honda[1], Yoshihiro Okamoto[1], Iwao Shimoyama[1,2], Hideaki Shiwaku[1], Shinichi Suzuki[1,2] and Tsuyoshi Yaita[1,2]
[1]JAEA, Materials Research Science Center, [2]JAEA Fukushima Environmental Safety Center

# 福島第一原子力発電所周辺の山域における線量率分布
# （1）現地調査

Radiation dose distribution of mountainous area around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant
(1) Field investigation

*土肥 輝美[1]，藤原 健壮[1]，菊池 直之[1]，萩原 大樹[1]，飯島 和毅[1]
[1]日本原子力研究開発機構

山地森林における詳細な放射性セシウムの沈着状況を把握するため、福島第一原子力発電所周辺の山域において線量率分布の調査を行った。本発表では、登山道を中心とした線量率分布の調査結果と航空機モニタリング結果との比較をもとに、分布の特徴や標高との関係について発表する。

**キーワード**：線量率分布，ホットスポットファインダー

**1. 諸言**　福島第一原子力発電所（発電所）の事故に伴い、セシウム（Cs）を含む放射性物質が環境中に放出された。山地森林に沈着したCsの大部分は残留するため、それらの沈着状況とその後の移動予測は、今後の山地森林の再生利用を検討する上で必要となる。しかし、現在のところ、山地森林における放射性物質の分布データは、分解能が数百 m 程度の航空機モニタリング[1]によるものしかなく、山域単位での線量率分布の不均一性は分かっていない。本研究では、山域における放射性物質の詳細な沈着状況を把握することを目的として、発電所周辺を含む山域の登山道を中心に線量率の分布を調査した。

**2. 調査方法**　発電所周辺から 4～5 方向に線量率の高い帯状の分布、それぞれ異なる時間帯に放出された放射性物質の沈着跡（プルーム軌跡）、が見られる[2]ことから、各軌跡の延長線上にある数座ずつ、計 11 座（発電所から50km圏内）を調査地として選定した。調査時は、GPSと連動する放射線量率測定器「ホットスポットファインダー(HSF)」（検出器：CsI(Tl)シンチレータ）を装着し、1m高および20cm高の線量率を測定した。調査は、平成 27 年 9 月から平成 28 年 3 月にかけて実施した。得られた線量率値は、航空機モニタリング結果（広域マップ）との比較を考慮し、直近の同モニタリング実施日（平成 27 年 11 月 4 日）を基準日として補正した。

**3. 結果・考察**　1m 高と 20cm 高における線量率の平均値を比較したところ、全ての調査山域で 20cm 高の線量率が 1m 高の線量率より高い結果となった。また、1m 高と 20cm 高の線量率分布傾向は概ね対応していたことから、1m 高以下の線量率においては、樹木からの寄与が低く、土壌からの寄与が高いと考えられる。

登山道中の針葉樹林帯では、その前後と比較して相対的に線量率が高くなる傾向にあった。また、山域によっては、山頂付近の線量率がその周囲と比較して相対的に高いところや、発電所方向に面する登山道で線量率が相対的に高いところがあった。今後、山域の斜面と発電所との位置関係や標高の影響についても考察する。

**4. 参考資料**

[1] 放射線量等分布マップ拡大サイト/電子国土　http://ramap.jmc.or.jp/map/map.html
[2] Katata et al., 2015. Atmospheric Chemistry and Physics, 15, pp. 1029-1070

*Terumi Dohi[1], Kenso Fujiswara[1], Naoyuki Kikuchi[1], Hiroki Hagiwara[1] and Kazuki Iijima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 福島第一原子力発電所周辺の山域における線量率分布
# （2）山域調査データ解析

Radiation dose distribution of mountainous area around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant
(2) Data analysis

*小田 好博[1]，土肥 輝美[1]，金井塚 清一[1]，飯島 和毅[1]
[1]日本原子力研究開発機構

山地森林における詳細な放射性セシウムの沈着状況を把握するため、福島第一原子力発電所周辺の山域について線量率分布の調査を行った。本発表では、地形や斜面の向き等が線量率に与える影響について、GISを用いて線量率測定結果のデータ解析を行った結果について発表する。

**キーワード：線量率分布，ホットスポットファインダー，地理情報システム**

**1. 緒言**　福島第一原子力発電所（発電所）の事故に伴い、放射性セシウム(Cs)を含む放射性物質が環境中に放出された。この放射性物質が沈着した森林における Cs の移行は、他の土地被覆に比べて遅いため、山地森林に沈着した Cs の大部分は残留する。福島県内は、その約 7 割が森林であることから[1]、それらの沈着状況とその後の移動予測は、今後の山地森林の再生利用を検討する上で必要となる。そこで本研究では、「(1) 現地調査」で報告するホットスポットファインダーによって測定した詳細な線量率分布をもとに、地形や斜面の方位（発電所からの方向）等が線量率に与える影響を調べるため、地理情報システム（Geographic Information System、以降 GIS）を用いてデータ解析を行った。解析対象とする山地は、発電所から 15km 圏内でそれぞれ異なる放射性プルーム軌跡上に位置する 3 座、十万山（発電所から 10.7km、西北西）・日隠山（同 11.9km、西南西）・大倉山（同 13.0km、南西）とした。

**2. 解析**　GIS ソフトウェアは、ArcGIS を利用した。上記 3 座について、線量率と、①標高（20m 毎）、②発電所からの方位（16 方位）、③斜面の傾斜角（5 度毎）、④土地利用状況（裸地・落葉樹・常緑樹）、との関係について解析を行った。標高、方位及び傾斜角については、国土地理院の基盤地図情報から 10m メッシュ数値標高データ[2]を、土地利用については、宇宙航空研究開発機構(JAXA)地球観測研究センター(EORC)が提供しているデータ[3]を利用した。

**3. 結果・考察**　解析の結果、大倉山は他の 2 座に比べ、方位及び標高に対する空間線量率の変化が小さかった。一方、日隠山は他の 2 座に比べ、空間線量率が標高と方位によって大きく変化した。十万山は、方位による空間線量率の変化は大倉山に近いが、標高の一部に空間線量率の変化が見られる。斜面の傾斜角や土地被覆については、明確な傾向はみられなかった。今後、他の調査地点についても同様の解析を行って事例を増やすことにより、湿性沈着と乾性沈着のうちいずれが支配的沈着様式であったか検討を行う。

**参考文献**

[1] 林野庁「森林・木材と放射性物質　福島の森林・林業再生に向けて」
https://www.ffpri.affrc.go.jp/rad/documents/rad-hukushima.pdf
[2] 国土地理院基盤地図情報 http://www.gsi.go.jp/kiban/
[3] AVNIR-2 高解像度土地利用土地被覆図 2016 年 2 月リリース版（バージョン 16.02）
http://www.eorc.jaxa.jp/ALOS/lulc/lulc_jindex.htm

*Yoshihiro Oda[1], Terumi Dohi[1], Seiichi Kanaizuka[1] and Kazuki Iijima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 12:30 AM - 2:10 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [2K01-06] Two-Phase Flow and Phase Change 1

Chair: Michio Murase (INSS)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [2K01] Characteristics of Heating and Microwave under Microwave Heating

*FUMINORI CHONAN[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kanako[1], Tetsuya Kanagawa[1], Shunya Fujita[1], Tomohisa Yuasa[1], Tomoomi Segawa[2], Yoshikazu Yamada[2] (1.University of Tsukuba, 2.Japan Atomic Energy Agancy)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [2K02] Droplet generation during liquid jet collision onto solid surface

*Naoki Oya[1], Yi Zhan[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shuji Ohno[2], Takashi Takata[2] (1.The university of electro-communications, 2.Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [2K03] Study on Seawater Pool Boiling Heat Transfer

(2)Mechanism of Sea Salt Deposition on Heat Transfer Surface

*Shinichiro Uesawa[1], Yasuo Koizumi[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [2K04] Evaluation of jet shape and fluid force generated from ruptured high temperature and high pressure water pipe

*Shiro Takahashi[1], Noriyuki Takamura [2], Qiang Xu[2] (1.Hitachi, 2.Hitachi-GE)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

### [2K05] Scale effect on the operating criteria of supersonic steam injector

*Masaya Fujishiro[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1] (1.University of tsukuba)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

### [2K06] Development of Prediction Technology of Two-Phase Flow Dynamics under Earthquake Acceleration

(32)A rising single bubble behavior under Horizontal Structure Vibration

*Akifumi Miyazaki[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Hideaki Monji[1], Hiroyuki Yoshida[2], Yutaka Abe[1] (1.University of Tsukuba, 2.AESJ)

11:00 AM - 11:10 AM JST | 2:00 AM - 2:10 AM UTC

Time reserved for Chair

# マイクロ波加熱によるマイクロ波挙動と加熱特性

Characteristics of Heating and Microwave under Microwave Heating

*長南 史記[1]，阿部 豊[1]，金子 暁子[1]，金川 哲也[1]，藤田 峻也[1]，湯淺 朋久[1]，
瀬川 智臣[2]，山田 美一[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

マイクロ波による高誘電率溶液の加熱において，被加熱物下の誘電体サポートの高さに着目し，加熱時の溶液の加熱特性を観察した．また電磁場解析ソフトを使用し，加熱オーブン内のマイクロ波挙動を明らかにした．被加熱溶液と同サイズの水寒天を使用し，被加熱物内部断面の温度分布を測定し，シミュレーションによる結果と比較を行った．

**キーワード：マイクロ波加熱，過渡沸騰現象，核燃料再処理，マイクロ波挙動，加熱特性，MOX**

## 1. 緒言

核燃料サイクルにおいて，使用済み核燃料を硝酸で溶解し，マイクロ波加熱脱硝法 (MH 法) により，混合酸化物 (MOX) 原料粉末に転換している．処理能力向上のために過渡沸騰現象を防止しつつ，装置や運転条件を最適化する必要がある．本研究では，試料容器下部に設置したサポート高さをパラメータとし，溶液の加熱特性の評価および，被加熱物の熱吸収部位の評価を行った．また加熱オーブン内の電磁場解析によりマイクロ波挙動を明らかにし，実験結果との比較検証を行った．

## 2. 結果

マイクロ波加熱装置において，出力 700 W, 周波数 2.45 GHz の円偏波のマイクロ波によりパイレックスガラス内の初期液位 100mm の蒸留水を加熱した．[2]この時，円筒導波管直下に設置する誘電体サポートの高さを調整し，光ファイバー温度計を用いてマイクロ波照射中の試料中心部の温度を測定した．また，被加熱物の対流の影響を除いた加熱特性を観察するために水寒天バルクを作成し，サポート高さ毎に加熱，その鉛直切断面の温度分布をサーモグラフィを用いて測定した. 更に電磁場解析ソフトを用いてオーブン内の電磁場解析を行い, オーブン内のマイクロ波挙動と被加熱物の加熱部位に相関が得られることが明らかとなった.

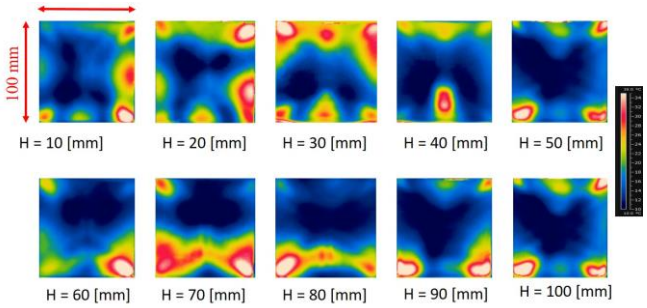



**Fig.1 Characteristic of heated agar on each height condition**

## 3. 結論

被加熱物の加熱特性は誘電体サポートの高さの影響を受けていることが判明した．また電磁場解析により，オーブン内においてマイクロ波は定常波様になっており, 被加熱物の加熱に強く影響していることが明らかとなった.

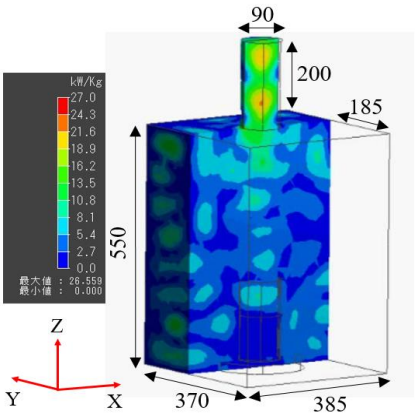



**Fig.2 Strength of electric field in the microwave box**

## 参考文献

[1] 加藤良幸，硝酸ウラニル・硝酸プルトニウム混合溶液のマイクロ波脱硝における加熱効率，日本原子力学会和文論文誌，Vol. 13, No. 2, p. 62-73 (2014).

[2] T.Yamaki, Y.Abe, A.Kaneko, T.Segawa, K.Kawaguchi, Y.Yamada, K.Fujii, “The criteria of flushing phenomena under microwave heating”, J. Nuclear Science and Technology

*Fuminori Chonan[1] Yutaka Abe[1] Akiko Kaneko[1] Tetsuya Kanagawa[1] ,Shunya Fujita[1],Tomohisa Yuasa[1] Tomoomi Segawa[2] Yoshikazu Yamada[2]
[1]University of Tsukuba, [2]Japan Atomic Energy Agency

# 液体噴流の固体面衝突時における液滴生成に関する研究

Droplet generation during liquid jet collision onto solid surface

*大箭直輝[1]，詹翼[1]，榎木光治[1]，大川富雄[1]，青柳光裕[2]，大野修司[2]，高田孝[2]
[1]電気通信大学，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム(Na)冷却高速炉における Na 漏えい時の燃焼解析手法の高度化に向け，鉛直下方へ噴出させた液体噴流が水平固体面へ衝突する際の，液滴生成メカニズムおよび飛散液滴量相関式について検討した．

**キーワード：**液体噴流，液滴飛散，相関式，高速増殖炉，ナトリウム燃焼解析

## 1. 緒言

Na 冷却高速炉の冷却材 Na が漏えい・燃焼する場合の熱影響解析評価を高度化する上では，漏えい Na が構造物等へ衝突し，液滴となって飛散する際における挙動の把握が重要となる．このため，鉛直下方に噴出させた液体噴流の固体面衝突時の現象を観測する実験研究を実施している[1]．本報では，液滴飛散のメカニズム解明と液滴飛散量の相関式の検討を行ったので報告する．

## 2. 実験

試験流体に水，グリセリン水溶液，界面活性剤であるサーフロンの添加水を使用し，噴流の流動および液滴の飛散状況を高速度カメラ用いて観察した．また，噴流が固体面に衝突した際に生じる液滴飛散量は，紙製のウエスに飛散液滴を吸収させ電子天秤にて重量変化を計測することで算出した．

## 3. 結果・考察

観察した噴流を 4 種類の代表的な流動状態に分類し，定義した．噴流流量 $Q$ の増加とともに，液滴状の Drop，軸対称に波状流れを形成する Lump，直線状流れの Jet，噴流が断続的に液塊状となって分裂する Disturbance が観察された．固体面への衝突前に噴流が分裂する Drop と Disturbance では，分裂によって生じる液滴・液塊が固体面に衝突するたび，多量の液滴が飛散する．一方，衝突点で噴流が連続的である Lump と Jet では，比較的小規模な飛散に留まる．そのため，液滴・液塊が固体面へ衝突する頻度 $f$ が飛散量に影響していると考えた．$f$ の他に予想される飛散量の変動要因として，衝突直前における液滴・液塊の落下速度 $V$ と，これの直径 $D$ および粘度 $\mu$ や表面張力 $\sigma$ が挙げられる．以上に列挙した物理量に対する無次元数として，Weber 数($We = \rho V^2 D / \sigma$)，Strouhal 数($St = fD / V$)，Ohnesorge 数($Oh = \mu/(\rho\sigma d)^{0.5}$)を用い，飛散率 $Sp^*$の整理を試みた(図 1)．飛散率 $Sp^*$は，噴流流量 $Q$ と液滴飛散量の比である．飛散率が小さい場合($Sp^* < 10\%$)，実験値と相関式との差が大きいが，燃焼解析上重要である多量の液滴飛散条件($Sp^* \geqq 10\%$)に限れば，$SD$ 値(標準偏差)が 50%程度に抑えられる．すなわち，衝突直前における液滴・液塊直径 $D$ などの予測式が得られれば，比較的高精度な飛散率評価が可能となる．

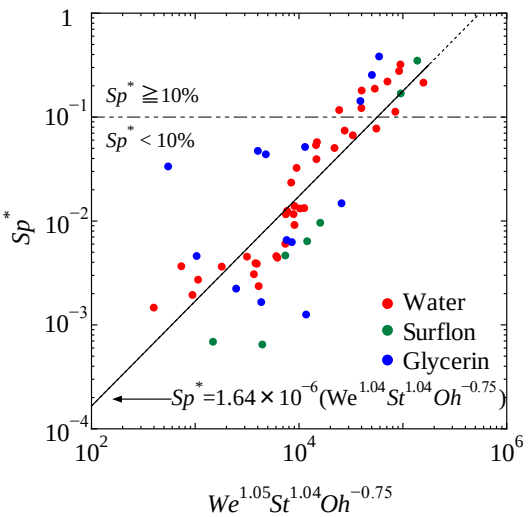



図 1　液滴飛散量の相関式

## 4. 結論

液体噴流衝突時における液滴生成メカニズムを検討し，飛散液滴量相関式を提案した．

**参考文献** [1] 日本原子力学会「2016 年春の大会」予稿集，2D01 (2016).

*Naoki Oya[1], Yi Zhan[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shuji Ohno[2], Takashi Takata[2]
[1]The University of Electro-Communications, [2]Japan Atomic Energy Agency

# 海水プール沸騰熱伝達に関する研究
# （2）伝熱面上における海水塩析出機構の検討

Study on Seawater Pool Boiling Heat Transfer

(2) Mechanism of Sea Salt Deposition on Heat Transfer Surface

*上澤 伸一郎[1]，小泉 安郎[1]，柴田 光彦[1]，吉田 啓之[1]

[1]日本原子力研究開発機構

海水塩の析出機構を検討するため、海水塩濃度をパラメータとした海水プール沸騰実験を行った。海水塩濃度と過熱度が非定常的に増加し始める熱流束（蒸発量）には負の線形関係があること、バルクの海水塩濃度が高いほど、少ない蒸発量で伝熱面上に海水塩が析出開始することを明らかにした。

**キーワード：**プール沸騰熱伝達，海水

## 1. 研究目的と実験方法

1F 事故において、海水が注入された。そのときの現象把握のため、海水沸騰熱伝達の把握が求められる。前報では、伝熱面上の海水塩析出層の成長とともに伝熱面温度が非定常的に上昇を開始し、除熱性能が低下することを報告した[1]。本報では、海水塩濃度をパラメータとした海水プール飽和沸騰実験を行い、海水塩の析出機構について検討した。

## 2. 実験結果と考察

Fig. 1 に示すように、人工海水 3.5wt%、7wt%、9wt%、10wt%では、特定の熱流束において過熱度が非定常的に上昇した。これは、前報[1]でも述べたように、伝熱面上の海水塩（硫酸カルシウム）析出層が特定の熱流束から厚くなっていったためである。

Fig. 2 は過熱度が非定常的に上昇を開始したときの熱流束と蒸発潜熱から得た蒸発量と、初期の海水塩濃度の相関図である。その関係は負の線形関係であることが確認された。これは、高い塩濃度ほど少ない蒸発量で、伝熱面近傍の濃度が過飽和になり、塩析出が開始することを示唆している。

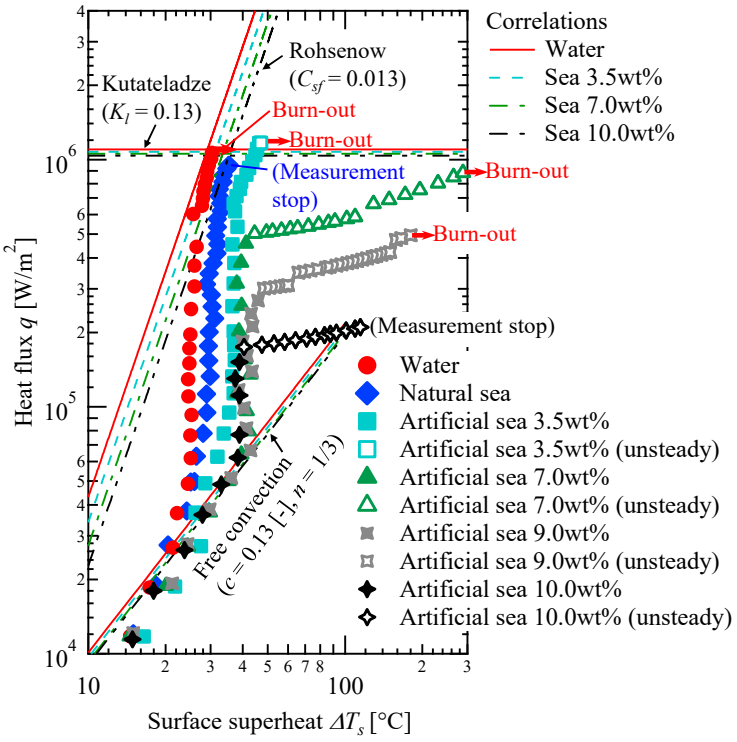



Fig. 1 Boiling curve

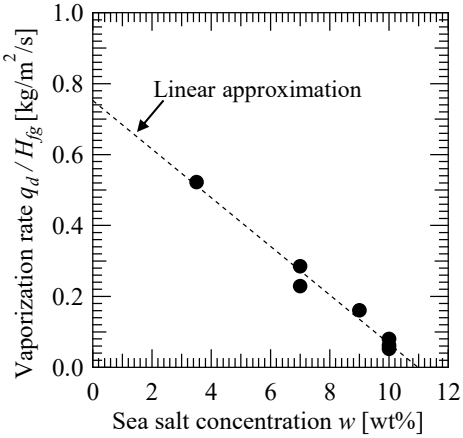



Fig. 2 Relation of vaporization rate and concentration

**参考文献**

[1] 上澤ら，原子力学会 2016 春の年会予稿集，1C05，2016.

*Shinichiro Uesawa[1], Yasuo Koizumi[1], Mitsuhiko Shibata and Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# 高温高圧水配管破断時のジェット形状及び流体力評価

Evaluation of Jet Shape and Fluid Force Generated from Ruptured High Temperature and Pressure Water Pipe

*高橋 志郎[1]，高村 則之[2]，徐 強[2]

[1]日立 研開，[2]日立 GE

配管破損防護設計を確立するため、高温水フラッシュジェットの形状及び流体力を評価した。高温水フラッシュジェットの影響範囲は蒸気ジェットより大きく、流体力は蒸気ジェットより小さいことを確認した。

**キーワード：噴流, 流体力, 給水配管, 配管破損**

## 1. 緒言

原子力プラントでは、配管破損時に生じるジェットが周囲の配管や機器に影響を与えないように設計する必要がある。これを配管破損防護設計と呼ぶ。高温高圧の主蒸気系や給水系の配管が破損すると、破損面からジェットが生じ、雰囲気中に噴き出す。蒸気ジェットの形状（影響範囲）及び流体力を評価することは、配管破損防護設計において重要である。本研究では、高圧高温水配管の破損を対象として、試験により高温水フラッシュジェットの形状及び流体力を検討した。

## 2. 試験方法

図 1 に試験装置の概略図を示す。高圧タンク（胴径 250A、定格水量 0.05m³）に水を給水し、20kW のヒータで加熱した。所定の圧力に達した後、タンクに接続したノズル（内径 8mm、長さは内径の 25 倍）からジェットを噴出させた。試験条件を把握するため、タンク内の温度、圧力を測定した。本試験では、ジェットの影響範囲を評価するため、粒子イメージ流速計測法（PIV）で流速分布を測定した。また、ジェット下流に、正方形断面の柱状構造物（1 辺が 8mm、長さ約 905mm）を設置し、構造物に作用するジェットの流体力をひずみゲージで測定した。

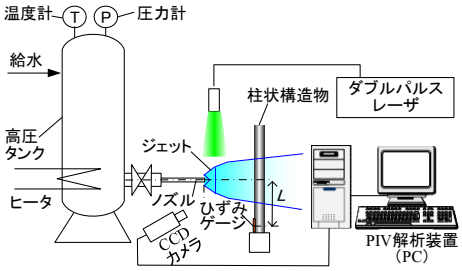



図 1 高温水フラッシュジェット試験装置

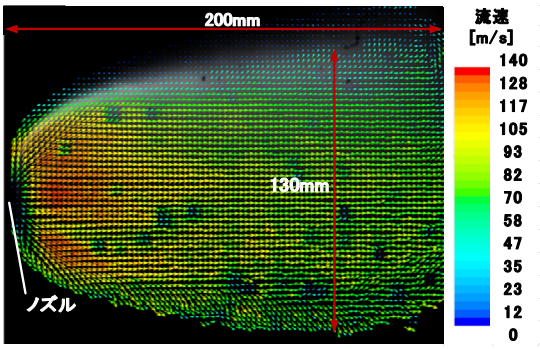



図 2 高温水フラッシュジェットの流速ベクトル

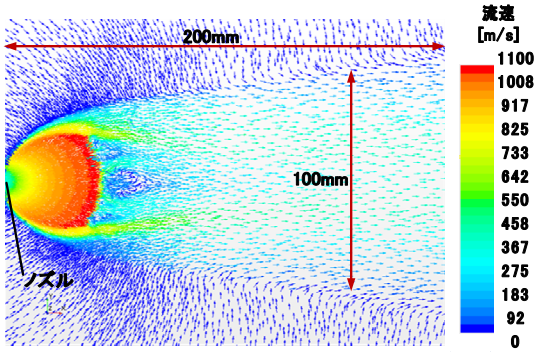



図 3 蒸気ジェットの流速ベクトル

## 3. 高温水フラッシュジェットの形状及び流体力の検討

図 2 に PIV で得られた高温水フラッシュジェットの流速ベクトルを、図 3 に流動解析で得られた蒸気ジェットの流速ベクトルを示す。タンク内圧力（よどみ圧力条件）は 7MPa である。図 2 と図 3 の流速分布を比較すると、高温水フラッシュジェットは蒸気ジェットより、ジェットの影響範囲が大きい。これは、高温水フラッシュジェットでは、水から蒸気への相変化に伴う、流体の密度変化が大きく、ノズル出口でジェットが大きく膨張するためである。

図 4 に測定した柱状構造物の流体力の時間変化を示す。ノズルから 40mm 離れた位置に柱状構造物を設置した。70s 経過したのちに急激に流体力が増加している。これは、タンク内の水位が低下し、高温水フラッシュジェットが、蒸気ジェットに変化したためである。すなわち、蒸気ジェットの方が、流体力が大きい。これは、蒸気の音速は二相流の場合より大きく、ノズル出口で高い流速でチョークするためである。

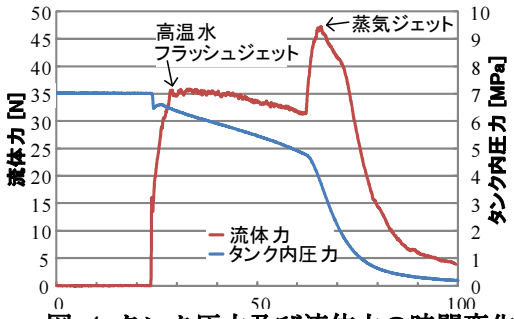



図 4 タンク圧力及び流体力の時間変化

## 4. 結論

高温水フラッシュジェットの影響範囲は蒸気ジェットより大きく、流体力は蒸気ジェットより小さいことを確認した。

*Shiro Takahashi[1], Noriyuki Takamura[2] and Xu Qiang[2]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

# 超音速蒸気インジェクタの作動範囲に及ぼすスケールの影響

Scale effect on the operating criteria of supersonic steam injector

*藤城 雅也[1], 阿部 豊[1], 金子 暁子[1], 金川 哲也[1]

[1]筑波大学

蒸気インジェクタ(SI)の作動メカニズム解明に向けて、スロート径が4, 6.5, 8 mmの3種類のテスト部を用いて実験を行った。流入させる水と蒸気の質量流量をパラメータとして、様々な入口条件でSIの挙動を調査し、装置サイズの影響を考察した。

**キーワード**: 蒸気インジェクタ, 作動範囲, スケール効果

## 1. 緒言

蒸気インジェクタは, 水と蒸気の直接凝縮により駆動する噴流ポンプである. 可動部を有しないシンプルな構造で, 駆動に電源が不要でありながら, 高い熱交換能力および吐出能力を有するため, 原子力発電プラントの安全システムへの適用が期待されている[1]. しかしながら, 現状SIの作動メカニズムは明らかでなく, 原子炉への実機適用には至っていない. そこで本研究では, スロート径4, 6.5, 8 mmの3種類のテスト部を用いて実験を行い, SIのスケールが作動に及ぼす影響を調べた.

## 2. 実験結果

各テスト部について, 水と蒸気の質量流量をパラメータとして様々な入口流量条件で作動実験を行い, 4種類の流動挙動が観察された. 図1から図4に, テスト部内での流動挙動イメージ, 流れ方向の圧力分布および圧力ヒストグラムを示す. 流動挙動の違いから図1, 2, 3, 4をそれぞれパターンA, B, C, Dと呼ぶ. 水噴流の形成が確認されたのはパターンA, B, Cの挙動であった. また, スロートの上流側に設置されたドレインからのオーバーフローが確認されたのはパターンC, Dの挙動であった. このことから, 本研究においては水噴流を形成し, かつ, ドレインからのオーバーフローがなく供給した水を全量吐出することをSIの作動状態と定義し, パターンA, Bを作動, C, Dを不作動と判断した.

得られた結果から, 水のサブクールエンタルピと蒸気の凝縮潜熱について作動判定をプロットしたものを図5に示す. 図中の○は作動, ×は不作動となった条件を表し, 直線は水のサブクールエンタルピと蒸気の凝縮潜熱が一致する条件を示している. どのスロート径のテスト部においても, 直線の上側の領域で作動しており, このことから, 水が蒸気を凝縮させる能力を残す入口条件においてSIが作動に至る傾向にあると考えられる.

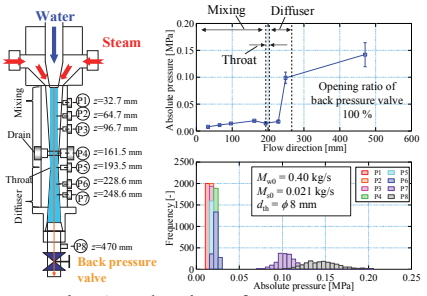



Fig. 1 Behavior of Pattern A

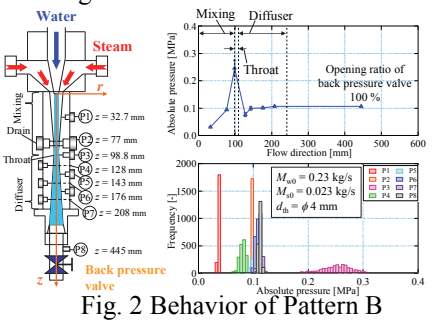



Fig. 2 Behavior of Pattern B

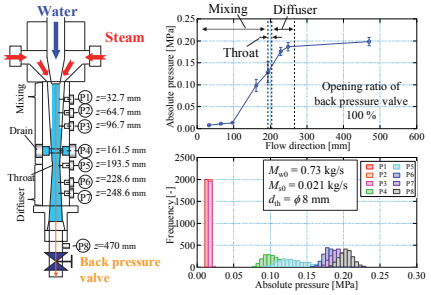



Fig. 3 Behavior of Pattern C

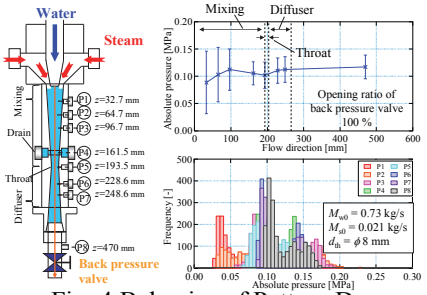



Fig. 4 Behavior of Pattern D

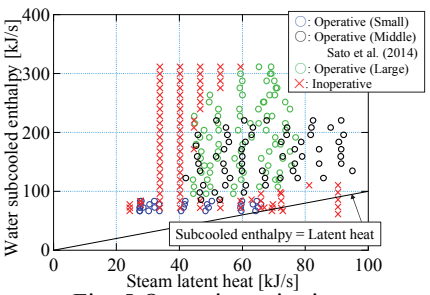



Fig. 5 Operating criteria

**参考文献**

[1] Kyosuke SATO, Yutaka ABE, Akiko KANEKO, Tetsuya KANAGAWA, Michitsugu MORI, ICONE23-1650, (USB), May 17-21, 2015

---

*Masaya Fujishiro[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1] and Tetsuya Kanagawa[1]

[1]Tsukuba Univ.

# 地震加速度付加時の気液二相流の詳細予測技術高度化に関する研究
# （32）水平方向加振に対する単一上昇気泡の追従性

Development of Prediction Technology of Two-Phase Flow Dynamics under Earthquake Acceleration

(32) A rising single bubble behavior under Horizontal Structure Vibration

*宮崎 彬史[1]，金川 哲也[1]，金子 暁子[1]，文字 秀明[1]，吉田 啓之[2]，阿部 豊[1]
[1]筑波大学，[2]原子力機構

地震加速度付加時の気液二相流の詳細予測技術開発の一環として、加振時の矩形容器内の単一上昇気泡の三次元可視化観察結果により、単一上昇気泡の傾き角の振幅に加振周波数の影響が現れることを確認した。

キーワード：地震動，単一気泡、上昇気泡

## 1. 緒言

原子力発電の出力に大きく関係する炉内の気液二相流の地震動に対する応答性を調べるべく、構造物が振動した際の上昇気泡の応答特性の解明を目指した可視化実験を行っている[1]。本報では加振に対する気泡の追従性を調べるため、単一気泡挙動に着目し気泡傾き角の振幅の加振周波数特性を評価した。

(a) Bubble lean angle with time

(b) Frequency Analysis for bubble lean angle

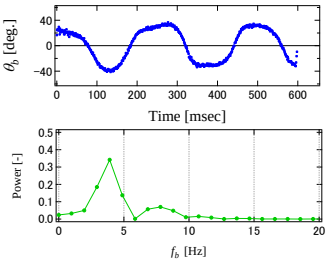



Fig.1 $a_T$=0.4 G, $f_T$= 4 Hz, $D_{eq}$= 2.39 mm

## 2. 実験装置及び実験条件

実験装置は既報[2]と同様であり，三次元可視化計測のために *x-z*, *y-z* 面の両面から撮影を行った。加速度は 0.4 G とし、周波数は 1.5~18 Hz の 13 条件で実験を行った。

## 3. 結果・考察

加振方向と気泡上昇方向がなす *x-z* 面上における気泡の傾き角変化を評価した。加振周波数が 4Hz における、気泡傾き角の時間変化と FFT 解析の結果を図 1 に示す．図 1(b)から気泡の傾き角変動は加振周波数の位置に高いピークがみられる。構造物加振は気泡の傾き角に影響が表れることが分かった。図 2 に無加振時～加振付加時(1.5~16Hz)の気泡の傾き角の時系列変化に FFT 解析を行なった結果を示す。気泡径は 2.2~2.6mm である。加振周波数の違いによって高いピークが表れる位置が変化することが分かる。これは、気泡が作る渦の発生頻度が変化している可能性がある。[3]

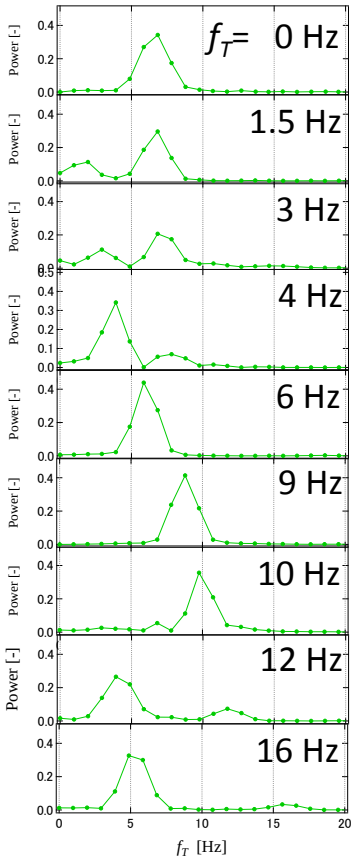



Fig.2 Frequency analysis for bubble lean angle in each oscillation frequency which is between 0 and 16Hz

## 参考文献

[1] Y Kato,et al., NTHAS9, N9A0107(2013)

[2] 宮崎ら 日本原子力学会 2015 年秋の年会予稿集,C01

[3] 合田ら 日本機械学会 Dynamics and Design Conference 2002, 338

*Akifumi Miyazaki[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Hideaki Monji[1], Hiroyuki Yoshida[2], Yutaka Abe[1]
[1]Tsukuba Univ., [2]JAEA.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Thu. Sep 8, 2016 11:10 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 2:10 AM - 3:00 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [2K07-09] Accident Progression Analysis

Chair: Tomio Okawa (UEC)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

### [2K07] Construction of PWR analysis model in MAAP5.01 code

Part (2)Parameter survey on the pressurizer relief valve operation in the TMLB' sequence

*Yoshihisa Nishi[1], Satoshi Nishimura[1], Shota Soga[1], Toshihiko Miyamoto[2], Yuusuke Katakami[2], Hiroyuki Sakamoto[3], Kenta Kobayashi[3], Tomohiro Kodaira[3] (1.CRIEPI, 2.SEPCO, 3.HEPCO)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

### [2K08] Evaluation about the spent fuel pool accident analysis by MAAP

(1)Spray cooling properties evaluation in loss of coolant accident (LOCA)

*Kenichi Kanda[1], Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Kazuma Abe[1], Masahiro Furuya[1], Yoshihisa Nishi[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

### [2K09] ROSA/LSTF Test on Nitrogen Gas Behavior during Reflux Cooling and RELAP5 Analysis

*Takeshi TAKEDA[1], Iwao OHTSU[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# MAAP5.01 コードにおける PWR 解析モデルの構築
# その(2)： TMLB'シーケンスでの加圧器逃し弁開に関するパラメータサーベイ

Construction of PWR analysis model in MAAP5.01 code

Part 2: Parametric survey of the pressurizer release valve at the TMLB' sequence

*西 義久[1]、西村 聡[1]、曽我 昇太[1]、宮本 利彦[2]、片上雄介[2]、
坂本 浩之[3]、小林 健太[3]、小平 智寛[3]　　[1]電中研　[2]四国電力　[3]北海道電力

PWR の 3 ループ実機を対象に、MAAPver5 コードを対象としたモデル化を実施した。第 2 報では、TMLB'シーケンスを対象として、シビアアクシデント対策の 1 つである加圧器逃し弁の操作に関するパラメータサーベイを実施し、同操作におけるプラント挙動に関する知見を拡充した。

**キーワード**：PWR、 過酷事故、MAAPver5 コード、モデル化、加圧器逃がし弁

**1. 緒言**　シビアアクシデント対策は、継続的に新知見を反映し、アクシデント・マネジメント（AM）・ガイドラインを改訂していくことが重要であるが、その検討の為には、シビアアクシデント解析コードを駆使した AM の有効性評価が必要である。本研究では MAAPver5 コードを対象として、PWR3 ループをモデルプラントとしたデータデックを構築し、第 1 報では、TMLB'シーケンスにおいて格納容器の区画（コンパートメント）間を連結するジャンクションの構成などを対象としたパラメータサーベイの結果を報告した。本報では、TMLB'シーケンスにおいて AM の 1 つである加圧器逃し弁の開放操作に関するパラメータサーベイを実施した結果を報告する。

**2. モデルプラントのモデル構築**　PWR の 3 ループ実機のデータを可能な限り反映した MAAP ver5 のモデル構築を実施した。原子炉容器内の概念および、解析に関係する機器や設備を図 1 に示す。全電源喪失＋補助給水失敗（TMLB'）時には、炉心損傷防止対策として、代替 SG 冷却による低温停止、その後代替電源による RHR での炉心冷却が計画されているが、本研究では、格納容器破損挙動に着目しているため、これらの AM は失敗することを想定し、格納容器破損防止対策の AM 策（加圧器逃し弁開操作による 1 次系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水、海水通水による格納容器内自然対流冷却など）のうち、加圧器逃し弁開操作による格納容器への影響評価を実施する。図 1 に示されるように、加圧器逃し弁で排出された冷却水は加圧器逃しタンクに導かれ、加圧器逃しタンクのラプチャディスクの破壊後は、加圧器逃しタンクエリアに広がる。この水は連通管（ドリルホール）を経て原子炉キャビティ室の水張りに寄与する。また、 1 次冷却材ポンプ（RCP）では、高温の 1 次冷却材からポンプ軸受けを保護するための封水が注入されているが、全電源喪失時には、この機能が停止し 1 次冷却材が封止部に進入する。封止部の安全弁からの冷却水も上記と同様に加圧器逃しタンクに導かれる（RCP シールリーク）。なお、加圧器逃し弁の開放操作は、 1 次系圧力を下げ原子炉容器破損時の高圧溶出物噴出による格納容器破損の影響低減を期待する。

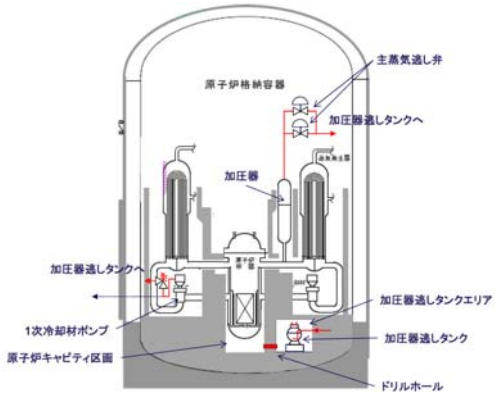



図 1　原子炉容器内モデルの概要

**3. パラメータと解析結果**　まず、RCP シールリークの考慮の影響を把握した。その後、加圧器逃し弁の開開放までの時間や開放する弁の数などに関するパラメータサーベイを実施し、TMLB'時の AM としての加圧器逃し弁の開放操作に関する知見を蓄積することができた。

* Yoshihisa NISHI[1], Satoshi NISHIMURA[1], Shota SOGA[1], Toshihiko MIYAMOTO[2], Yuusuke KATAKAMI[2],
Hiroyuki SAKAMOTO[3], Kenta KOBAYASHI[3], Tomohiro KODAIRA[3],　　1.CRIEPI, 2.SEPCO, 3.HEPCO

# MAAP による使用済燃料プール事故解析に関する評価
# （1）冷却水喪失時(LOCA)時のスプレイ冷却特性評価

Evaluation about the spent fuel pool accident analysis by MAAP

(1) Spray cooling properties evaluation in loss of coolant accident (LOCA)

*神田 憲一[1]，西村 聡[1]，佐竹 正哲[1]，阿部 数馬[1]，古谷 正裕[1]，西 義久[1]

[1]電力中央研究所

原子力発電所における使用済燃料プールについて、事故進展解析コード MAAP によるモデル化および冷却水が喪失する厳しい条件でのスプレイ冷却に関する感度解析を実施し、スプレイ条件が燃料冷却特性に与える影響について評価した。

**キーワード**：MAAP、使用済燃料プール、自然循環、スプレイ冷却、感度解析

## 1. 緒言

東京電力（株）福島第一原子力発電所事故を受け、原子炉のみならず使用済燃料プール（SFP）においても過酷条件下における安全対策の有効性評価が求められている。そこで過酷事故解析コード MAAP 5.03 を用いて SFP の事故進展挙動に対するスプレイ冷却のパラメータ感度解析を実施した。

## 2. 解析

本研究では、図 1 に示す SFP へのスプレイ冷却を対象とする。MAAP 付属の SFP モデルを用い、SFP の冷却水瞬時全量喪失事故の発生を想定し、冷却水のない大気雰囲気となった状態から、スプレイ冷却に関連するパラメータを変化させてその事故進展挙動を確認した。

## 3. 結果及び考察

SFP へのスプレイ冷却においては、スプレイ流量、スプレイ水温度等の可変パラメータがある。一例として図 2 に、スプレイ流量をパラメータとして変化させた場合の燃料被覆管最高温度の推移を示す。この場合では 5 kg/s 以上のスプレイ流量では注水後にある一定の期間の温度上昇を経た後に温度が低下し、スプレイ流量の増大に伴い、この時間が短くなり、冷却速度が大きくなる結果となった。スプレイ流量が 1 kg/s の場合では燃料被覆管温度が上昇を継続し、燃料の損傷に至る。

## 4. 結論

MAAP 5.03 を用いて、SFP のスプレイ冷却解析にて種々のスプレイ条件が被覆管最高温度等に与える傾向を把握した。今後は、スプレイ冷却モデル等の個々のモデルの妥当性確認と把握を継続する。

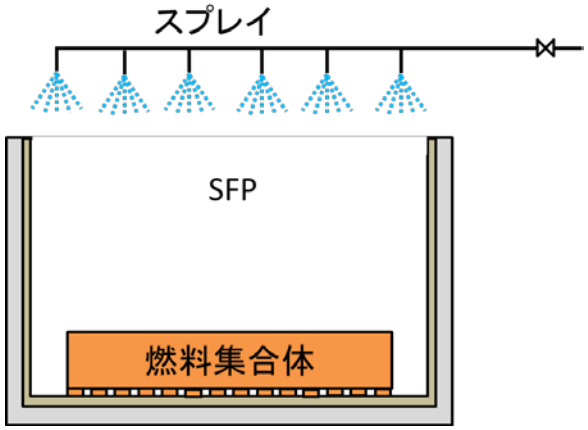



図 1　SFP スプレイ冷却のイメージ

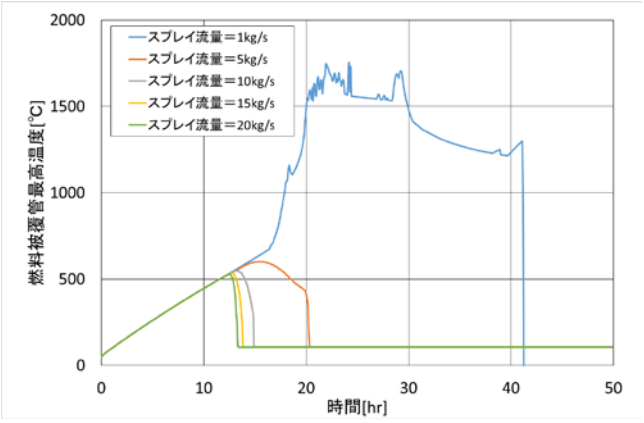



図 2　スプレイ冷却のスプレイ流量感度解析結果例

*Kenichi Kanda[1], Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Kazuma Abe[1], Masahiro Furuya[1], Yoshihisa Nishi[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

# リフラックス冷却条件下の窒素ガス挙動に関する ROSA/LSTF 実験と RELAP5 解析

ROSA/LSTF Test on Nitrogen Gas Behavior during Reflux Cooling and RELAP5 Analysis

*竹田　武司[1]，大津　巌[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

ROSA/LSTF を用いて、PWR 低圧・リフラックス冷却条件下での窒素ガス挙動に着目した個別効果実験を実施するとともに、窒素ガス挙動に対する RELAP5/MOD3.3 コードの予測性能を検証した。

**キーワード**：PWR、ROSA/LSTF、リフラックス冷却、窒素ガス、RELAP5 コード

**1. 緒　言**　PWR 事故時の蒸気発生器(SG)二次側減圧による一次系減圧に関し、蓄圧注入系の作動開始後、隔離に失敗した場合、窒素ガスが一次系へ流入する。しかし、ガス流入による減圧阻害現象や低圧での現象を把握するための実験データは十分ではなかった。そこで、窒素ガスが流入する際の一次系の冷却材量や一次系内のガス量分布、圧力、SG の二次側条件等が減圧阻害現象に与える影響を調べるため、ROSA/LSTF(大型非定常実験装置)[1]を用いて、低圧・リフラックス冷却条件下での窒素ガス挙動に着目した個別効果実験を実施した。また、事後解析により、窒素ガス挙動に対する RELAP5/MOD3.3 コード[2]の予測性能を検証した。

**2. 実験及び解析の主な条件**　実験では、リフラックス冷却条件で炉心出力を 0.5MW(PWR 全出力の 0.7%相当)で一定かつ SG 二次側水位は SG 伝熱管頂部を超える高さに維持した。一次系圧力は、過去の LSTF 実験において 1MPa 以上であったため、より低圧の条件とした。加圧器の有るループ A、無いループ B の順番で、窒素ガスは SG 入口プレナムから一定流量での注入(図 1)、系を安定させるために一定時間の保持を 7 回繰り返した。解析では、片側 SG の出入口プレナムや伝熱管、二次側をモデル化した。9 種類 141 本の SG 伝熱管を 9 本で模擬し、SG 伝熱管の流れ方向に細分割した並行流チャンネルモデルを適用した。一次系圧力、SG 二次側の圧力や水位等の初期条件、窒素ガスの注入条件等は実験条件と合わせた。

**3. 実験及び解析の主な結果**　窒素ガスの注入を重ねると、蓄積したガス量の増加に伴う凝縮熱伝達の低下により、一次系圧力が上昇した(図 2)。窒素ガスは SG 伝熱管の出口部から入口部に向かって蓄積したが(図 1)、SG 伝熱管群では非一様な流動挙動を示した。結果の一例として、ループ A の長い管では、入口部に最も近い場所において 3 回目の窒素ガス注入でサブクール状態となった(図 3)。伝熱管上昇流側では鉛直上向き方向にサブクール度は高くなったが、下降流側ではほぼ同じサブクール度を示した。また、解析結果は、窒素ガス流入後の一次系圧力や SG 伝熱管流体温度の傾向を予測したが、蓄積したガス量の増加とともに実験結果との差は大きくなった。

**4. 結　言**　低圧・リフラックス冷却条件下の ROSA/LSTF 個別効果実験により、一次系圧力や SG 伝熱管群の流動挙動は、蓄積した窒素ガス量に依存することを明らかにした。また、RELAP5/MOD3.3 コードによる事後解析を通じて、窒素ガス流入後の一次系圧力や SG 伝熱管流体温度の予測に課題があることが分かった。本研究は、原子力規制委員会より受託した「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉の事故時熱流動調査）事業」の一部として実施した。

**参考文献**

[1] The ROSA-V Group, JAERI-Tech 2003-037 (2003).
[2] USNRC, RELAP5/MOD3.3 code manual, NUREG/CR-5535/Rev.1 (2001).

*Takeshi Takeda[1], Iwao Ohtsu[1]　　[1]Japan Atomic Energy Agency

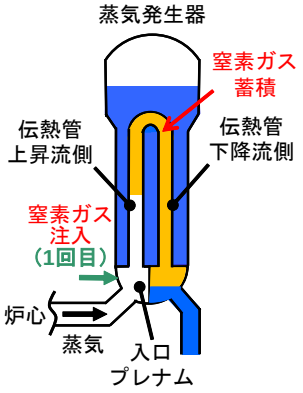



図１　窒素ガスの注入と SG 長い管でのガス蓄積状況(実験)

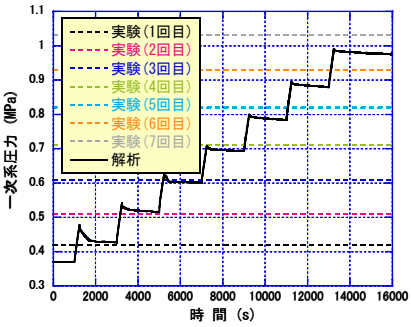



図２　一次系圧力(実験と解析)

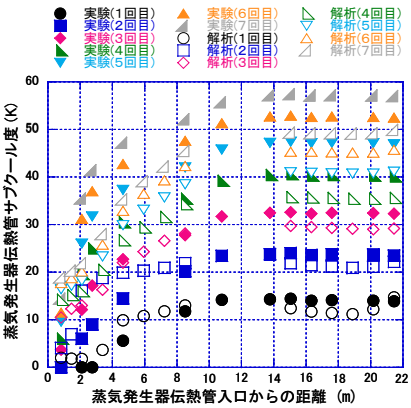



図３　SG 長い管のサブクール度(実験と解析)

General Meeting

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room K
Kumume City Plaza - Assembly Room 1

**[GM2K] 「社会・環境部会」第35回全体会議**

[GM2K] General Meeting

General Meeting

# [GM2K]「社会・環境部会」第35回全体会議

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

## [GM2K]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Social and Environmental Division

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [PL2K] Introduction of Social and Environmental Division Award

Chair: Muneo Morokuzu (PONPO)

[PL2K01] A Study of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident Process

*Michio Ishikawa[1] (1.Association for Nuclear Decommissioning Study)

---

[PL2K02] Risk Communication Activities that Meet the Local Resident's Needs Related to Fukushima Nuclear Accident

*Junko Ayame[1] (1.JAEA)

---

[PL2K03] Activities of YGN

*Jun Nishiyama[1] (1.YGN)

社会・環境部会セッション「平成 27 年度 社会環境部会賞受賞者による講演」

# （2）福島第一原子力発電所事故に伴う地域住民のニーズに応える リスクコミュニケーション活動

(2) Risk Communication Activities that Meet the Local Resident's Needs Related to Fukushima Nuclear Accident

*菖蒲順子[1]、高下浩文[1]、杉山顕寿[1]、郡司郁子[1]、米澤理加[1]、古野朗子[1]
[1]原子力機構

## 1. はじめに

2011 年 3 月に起きた福島第一原子力発電所（以下、福島原発）の事故により、環境中に放射性物質が放出・拡散し、福島県をはじめ複数の県に及ぶ広い地域で放射線量が上昇、放射線による健康影響について多くの人達が不安を抱くこととなった。そのような中、当時の地域住民から原子力機構の研究開発拠点宛に放射線に関する講演依頼や問合せが多く寄せられた。これを受け、原子力機構バックエンド研究開発部門核燃料サイクル工学研究所では、10 年余にわたるリスクコミュニケーション関わる研究・実践活動に取り組んできていたことから、この社会状況に対して支援できることはないか議論した。そして、積み重ねてきたリスクコミュニケーションスキルを活かし地域住民との対話を通じた放射線に関する情報提供を行う「放射線に関する勉強会（以下、放射線勉強会）」を実施（図 1）。2011 年 5 月～2014 年 12 月末までの 3 年半にわたって 93 回開催し、延べ 7,367 名の方々が参加した[1]。



**図 1 放射線に関する勉強会の様子**

## 2. 活動概要

放射線勉強会では、一方向的かつ説得的な理解促進活動ではなく、相互理解の場となるよう、相手のニーズに基づいて双方向性を確保したプロセスを構築し対応した（図 2）。そのポイントとしては大きく以下の 3 点があげられる。

(1)事前に依頼元代表者と連絡を取り、相手のニーズや質問等を十分把握した上で、説明スライドや質問の回答を用意した。

(2)当日は相手のニーズに沿った進行で行うと共に、参加者の質問や意見を傾聴し、その言葉に込められた心情も受け止め共感しながら、公表された正確な情報に基づく説明を行った。

(3)双方向性を確保するため、質疑応答の時間を多く確保すると共に散会後の個別質問にも時間の許す

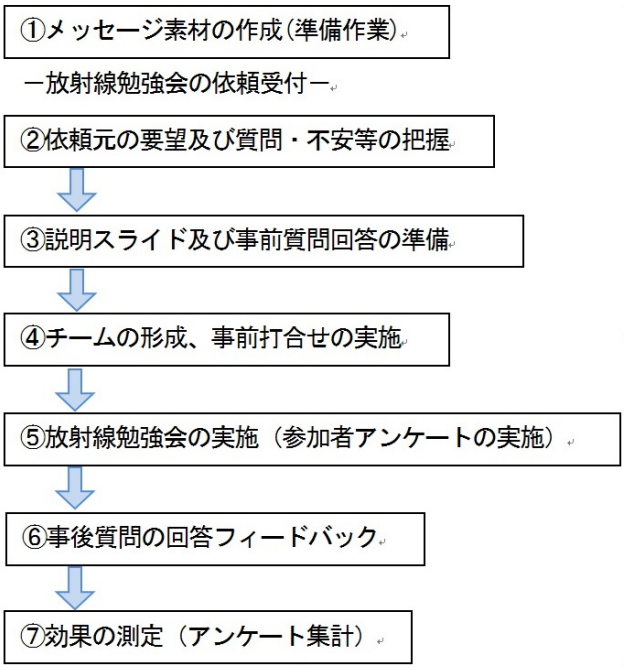



**図 2 双方向性を確保した実施プロセス**

限り十分に対応した。さらに放射線測定体験を取り入れるなど、個々の参加者と接する機会を多く設ける工夫を行った（図 3)。

この活動から得られたノウハウは、2011 年 7 月から開始した福島県における原子力機構プロジェクト「放射線に関するご質問に答える会」にも反映された[2]。

参加者からは、放射線と健康影響に対する誤解から生じた質問や意見がいくつか見受けられ、事故後に発信されたメディアやインターネットなど様々な情報から、怖いと思う情報だけが参加者の記憶に残ってしまったような印象を受けた。そこで、少しでも放射線と健康影響に関する誤解を解き、正しい判断への補助となるような内容に改定し説明してきた。それにより、参加者からのアンケート分析結果（2011 年 5 月末～2012 年 10 月末分、回収数 3,151 件）では、内容理解度は「よく理解できた」53%、「少し理解できた」43%と概ね理解されていることが伺えた。また、不安解消度は「よく解消できた」が 32%、「少し解消できた」が 57%であった。このように放射線に対する不安を完全に解消させることは難しいものの、参加者は放射線勉強会に参加することにより、多少ではあるが解消の方向に向かったものと思われる。



**図 3 放射線測定体験の様子**
**（測定体験を通して個別の質問に誠意をもって対応）**

### 3. おわりに

福島原発事故を契機に様々な機関・団体がリスクコミュニケーションに関する研究や実践を始めている。それらは対象者や状況によって目的や実施方法が異なると共にリスクコミュニケーションに対する意識も異なっているようにみえる。しかし、共通するポイントは、「対象者のニーズに沿った情報提供を行うこと」、「傾聴すること」、「リスクコミュニケーションに即効性はないが、焦らず時間をかけて継続していくもの」だと私達は実践経験を通じて痛感している。また、私達のこれまでの経験から、テーマや実施方法、対象となる年代、性別、在住地が同じであっても、必ずしも同様の反応である訳ではなく、その状況に応じて臨機応変に応えることが重要であり難しい点である。これらの実践経験を今後も蓄積し、そこから得られる新たな知見を関係機関と共有することで、共によりよいリスクコミュニケーション実践活動に向けて努力していきたい。

参考文献

[1] 菖蒲 他(2015)「東京電力福島第一原子力発電所事故後のリスクコミュニケーションの実践－茨城県における双方向性を重視した放射線に関する勉強会－」

[2] 杉山 他(2015)「東京電力福島第一原子力発電所事故後のリスクコミュニケーションの実践－「放射線に関するご質問に答える会」における核燃料サイクル工学研究所の対応－」JAEA-Review 2015-013

* Junko Ayame [1]

[1] JAEA

# （3）原子力青年ネットワーク連絡会の活動

（3）Activities of YGN

*西山 潤[1,2]

[1]原子力青年ネットワーク連絡会,[2]東京工業大学

日本原子力学会原子力青年ネットワーク連絡会（Young Generation Network Japan: YGNJ）は分野や組織を超えた「連携」を目的とした組織である。大学院生の頃から活動に参加し、3年前からは連絡会長としてYGNに関わってきた。13年間の活動を振り返り改めてYGNとは何かを考える。

**キーワード：** YGN、IYNC

## 1. はじめに

静岡大学で開催された2003年秋の大会に当時修士課程1年だった私は口頭発表と学生ポスターセッションに参加した。そのあとの懇親会でYGNメンバーの方と会ったのがYGNと私の初めての接点である。その後すぐに、学生連絡会の運営委員になり、また学生の連絡役としてYGNの運営委員になったことでYGN活動に参加することになった。

YGNJは1998年当時の若手世代が立ち上げた「原子力若手技術者勉強会」を前身とし、ほぼ時を同じくして欧州やロシアにおいても原子力業界の若手組織が立ち上がり、2000年9月に開催されたIYNC(International Youth Nuclear Congress)での要請に応じる形で、2001年3月武蔵工業大学で開催された春の年会における設立総会において日本原子力学会の連絡会として正式に発足した。原子力開発に携わる若手世代間の連携を強め、活力を引き出し、専門性や能力を高めることで原子力技術の発展、原子力に関する諸問題の解決を目的としている。

## 2. 国内活動

YGNJは、勉強会、施設見学会＆意見交換会、学生との対話会、企画セッションなど様々な活動を行っている。今までの活動の中でも印象深いのがゲーミングの専門家と共同で行った教育ゲーム「G.E.N.ロック」の開発である。この活動のあとには自分でもゲームを開発した。また福島第一原子力発電所事故後は「原子力若手討論会:NEFY」を活動の柱として行っている。組織や専門分野を超えて原子力について考えることが重要だと考えている。

## 3. 国際活動

IYNCは2年に1度同名の国際会議を開催しており、毎回世界各国から数百名の若手が参加している。この会議の特徴は同世代の若手原子力技術者・研究者が国境や所属機関の壁を越えて協同し、企画運営のすべてを若手のみで自主的に実施している点である。IYNC2014（スペイン、ブルゴス）では、YGNJとして福島特別セッションを企画・運営した。

## 4. YGNとは

原子力は一人の力ですべてが解決する分野ではないと思っている。様々な専門性と人々の協力によって成り立つ分野であるからこそ、ネットワークを生かした活動が重要であると考えている。

*Jun Nishiyama
[1] Young Generation Network Japan
[2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

社会・環境部会セッション「平成 27 年度 社会環境部会賞受賞者による講演」

# （2）福島第一原子力発電所事故に伴う地域住民のニーズに応える リスクコミュニケーション活動

(2) Risk Communication Activities that Meet the Local Resident's Needs Related to Fukushima Nuclear Accident

*菖蒲順子[1]、高下浩文[1]、杉山顕寿[1]、郡司郁子[1]、米澤理加[1]、古野朗子[1]
[1]原子力機構

## 1. はじめに

2011 年 3 月に起きた福島第一原子力発電所（以下、福島原発）の事故により、環境中に放射性物質が放出・拡散し、福島県をはじめ複数の県に及ぶ広い地域で放射線量が上昇、放射線による健康影響について多くの人達が不安を抱くこととなった。そのような中、当時の地域住民から原子力機構の研究開発拠点宛に放射線に関する講演依頼や問合せが多く寄せられた。これを受け、原子力機構バックエンド研究開発部門核燃料サイクル工学研究所では、10 年余にわたるリスクコミュニケーション関わる研究・実践活動に取り組んできていたことから、この社会状況に対して支援できることはないか議論した。そして、積み重ねてきたリスクコミュニケーションスキルを活かし地域住民との対話を通じた放射線に関する情報提供を行う「放射線に関する勉強会（以下、放射線勉強会）」を実施（図 1）。2011 年 5 月～2014 年 12 月末までの 3 年半にわたって 93 回開催し、延べ 7,367 名の方々が参加した[1]。



**図 1 放射線に関する勉強会の様子**

## 2. 活動概要

放射線勉強会では、一方向的かつ説得的な理解促進活動ではなく、相互理解の場となるよう、相手のニーズに基づいて双方向性を確保したプロセスを構築し対応した（図 2）。そのポイントとしては大きく以下の 3 点があげられる。

(1)事前に依頼元代表者と連絡を取り、相手のニーズや質問等を十分把握した上で、説明スライドや質問の回答を用意した。

(2)当日は相手のニーズに沿った進行で行うと共に、参加者の質問や意見を傾聴し、その言葉に込められた心情も受け止め共感しながら、公表された正確な情報に基づく説明を行った。

(3)双方向性を確保するため、質疑応答の時間を多く確保すると共に散会後の個別質問にも時間の許す

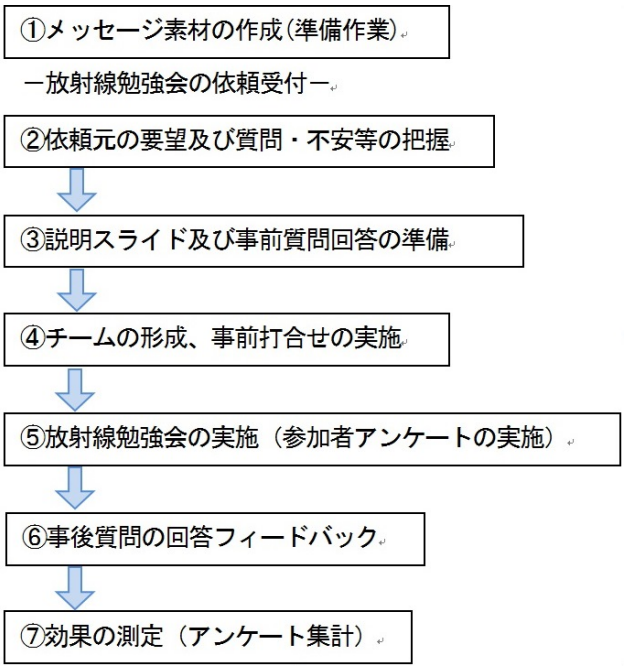



**図 2 双方向性を確保した実施プロセス**

限り十分に対応した。さらに放射線測定体験を取り入れるなど、個々の参加者と接する機会を多く設ける工夫を行った（図 3)。

この活動から得られたノウハウは、2011 年 7 月から開始した福島県における原子力機構プロジェクト「放射線に関するご質問に答える会」にも反映された[2]。

参加者からは、放射線と健康影響に対する誤解から生じた質問や意見がいくつか見受けられ、事故後に発信されたメディアやインターネットなど様々な情報から、怖いと思う情報だけが参加者の記憶に残ってしまったような印象を受けた。そこで、少しでも放射線と健康影響に関する誤解を解き、正しい判断への補助となるような内容に改定し説明してきた。それにより、参加者からのアンケート分析結果（2011 年 5 月末～2012 年 10 月末分、回収数 3,151 件）では、内容理解度は「よく理解できた」53%、「少し理解できた」43%と概ね理解されていることが伺えた。また、不安解消度は「よく解消できた」が 32%、「少し解消できた」が 57%であった。このように放射線に対する不安を完全に解消させることは難しいものの、参加者は放射線勉強会に参加することにより、多少ではあるが解消の方向に向かったものと思われる。



**図 3 放射線測定体験の様子**
**（測定体験を通して個別の質問に誠意をもって対応）**

### 3. おわりに

福島原発事故を契機に様々な機関・団体がリスクコミュニケーションに関する研究や実践を始めている。それらは対象者や状況によって目的や実施方法が異なると共にリスクコミュニケーションに対する意識も異なっているようにみえる。しかし、共通するポイントは、「対象者のニーズに沿った情報提供を行うこと」、「傾聴すること」、「リスクコミュニケーションに即効性はないが、焦らず時間をかけて継続していくもの」だと私達は実践経験を通じて痛感している。また、私達のこれまでの経験から、テーマや実施方法、対象となる年代、性別、在住地が同じであっても、必ずしも同様の反応である訳ではなく、その状況に応じて臨機応変に応えることが重要であり難しい点である。これらの実践経験を今後も蓄積し、そこから得られる新たな知見を関係機関と共有することで、共によりよいリスクコミュニケーション実践活動に向けて努力していきたい。

参考文献

[1] 菖蒲 他(2015)「東京電力福島第一原子力発電所事故後のリスクコミュニケーションの実践－茨城県における双方向性を重視した放射線に関する勉強会－」

[2] 杉山 他(2015)「東京電力福島第一原子力発電所事故後のリスクコミュニケーションの実践－「放射線に関するご質問に答える会」における核燃料サイクル工学研究所の対応－」JAEA-Review 2015-013

* Junko Ayame [1]

[1] JAEA

# （3）原子力青年ネットワーク連絡会の活動

（3）Activities of YGN

*西山 潤[1,2]

[1]原子力青年ネットワーク連絡会,[2]東京工業大学

日本原子力学会原子力青年ネットワーク連絡会（Young Generation Network Japan: YGNJ）は分野や組織を超えた「連携」を目的とした組織である。大学院生の頃から活動に参加し、3年前からは連絡会長としてYGNに関わってきた。13年間の活動を振り返り改めてYGNとは何かを考える。

**キーワード：** YGN、IYNC

## 1. はじめに

静岡大学で開催された2003年秋の大会に当時修士課程1年だった私は口頭発表と学生ポスターセッションに参加した。そのあとの懇親会でYGNメンバーの方と会ったのがYGNと私の初めての接点である。その後すぐに、学生連絡会の運営委員になり、また学生の連絡役としてYGNの運営委員になったことでYGN活動に参加することになった。

YGNJは1998年当時の若手世代が立ち上げた「原子力若手技術者勉強会」を前身とし、ほぼ時を同じくして欧州やロシアにおいても原子力業界の若手組織が立ち上がり、2000年9月に開催されたIYNC(International Youth Nuclear Congress)での要請に応じる形で、2001年3月武蔵工業大学で開催された春の年会における設立総会において日本原子力学会の連絡会として正式に発足した。原子力開発に携わる若手世代間の連携を強め、活力を引き出し、専門性や能力を高めることで原子力技術の発展、原子力に関する諸問題の解決を目的としている。

## 2. 国内活動

YGNJは、勉強会、施設見学会＆意見交換会、学生との対話会、企画セッションなど様々な活動を行っている。今までの活動の中でも印象深いのがゲーミングの専門家と共同で行った教育ゲーム「G.E.N.ロック」の開発である。この活動のあとには自分でもゲームを開発した。また福島第一原子力発電所事故後は「原子力若手討論会:NEFY」を活動の柱として行っている。組織や専門分野を超えて原子力について考えることが重要だと考えている。

## 3. 国際活動

IYNCは2年に1度同名の国際会議を開催しており、毎回世界各国から数百名の若手が参加している。この会議の特徴は同世代の若手原子力技術者・研究者が国境や所属機関の壁を越えて協同し、企画運営のすべてを若手のみで自主的に実施している点である。IYNC2014（スペイン、ブルゴス）では、YGNJとして福島特別セッションを企画・運営した。

## 4. YGNとは

原子力は一人の力ですべてが解決する分野ではないと思っている。様々な専門性と人々の協力によって成り立つ分野であるからこそ、ネットワークを生かした活動が重要であると考えている。

*Jun Nishiyama
[1] Young Generation Network Japan
[2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

社会・環境部会セッション「平成 27 年度 社会環境部会賞受賞者による講演」

# （2）福島第一原子力発電所事故に伴う地域住民のニーズに応える リスクコミュニケーション活動

(2) Risk Communication Activities that Meet the Local Resident's Needs Related to Fukushima Nuclear Accident

*菖蒲順子[1]、高下浩文[1]、杉山顕寿[1]、郡司郁子[1]、米澤理加[1]、古野朗子[1]
[1]原子力機構

## 1. はじめに

2011 年 3 月に起きた福島第一原子力発電所（以下、福島原発）の事故により、環境中に放射性物質が放出・拡散し、福島県をはじめ複数の県に及ぶ広い地域で放射線量が上昇、放射線による健康影響について多くの人達が不安を抱くこととなった。そのような中、当時の地域住民から原子力機構の研究開発拠点宛に放射線に関する講演依頼や問合せが多く寄せられた。これを受け、原子力機構バックエンド研究開発部門核燃料サイクル工学研究所では、10 年余にわたるリスクコミュニケーション関わる研究・実践活動に取り組んできていたことから、この社会状況に対して支援できることはないか議論した。そして、積み重ねてきたリスクコミュニケーションスキルを活かし地域住民との対話を通じた放射線に関する情報提供を行う「放射線に関する勉強会（以下、放射線勉強会）」を実施（図 1）。2011 年 5 月～2014 年 12 月末までの 3 年半にわたって 93 回開催し、延べ 7,367 名の方々が参加した[1]。



**図 1 放射線に関する勉強会の様子**

## 2. 活動概要

放射線勉強会では、一方向的かつ説得的な理解促進活動ではなく、相互理解の場となるよう、相手のニーズに基づいて双方向性を確保したプロセスを構築し対応した（図 2）。そのポイントとしては大きく以下の 3 点があげられる。

(1)事前に依頼元代表者と連絡を取り、相手のニーズや質問等を十分把握した上で、説明スライドや質問の回答を用意した。

(2)当日は相手のニーズに沿った進行で行うと共に、参加者の質問や意見を傾聴し、その言葉に込められた心情も受け止め共感しながら、公表された正確な情報に基づく説明を行った。

(3)双方向性を確保するため、質疑応答の時間を多く確保すると共に散会後の個別質問にも時間の許す

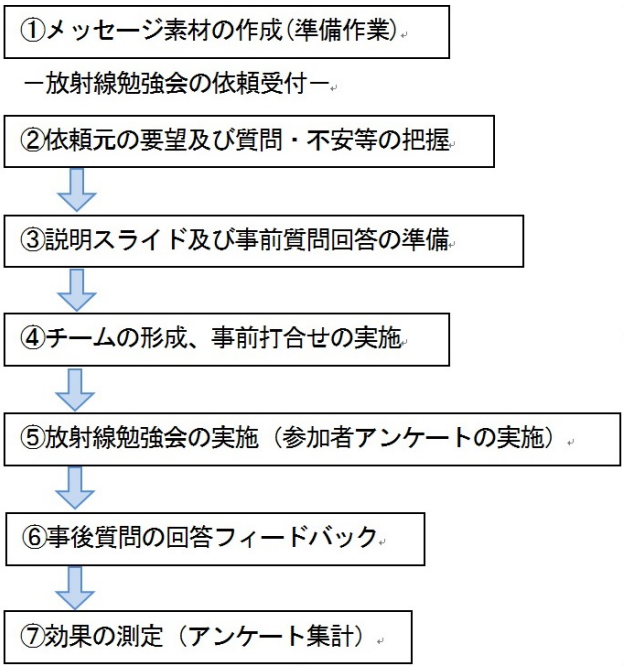



**図 2 双方向性を確保した実施プロセス**

限り十分に対応した。さらに放射線測定体験を取り入れるなど、個々の参加者と接する機会を多く設ける工夫を行った（図 3)。

この活動から得られたノウハウは、2011 年 7 月から開始した福島県における原子力機構プロジェクト「放射線に関するご質問に答える会」にも反映された[2]。

参加者からは、放射線と健康影響に対する誤解から生じた質問や意見がいくつか見受けられ、事故後に発信されたメディアやインターネットなど様々な情報から、怖いと思う情報だけが参加者の記憶に残ってしまったような印象を受けた。そこで、少しでも放射線と健康影響に関する誤解を解き、正しい判断への補助となるような内容に改定し説明してきた。それにより、参加者からのアンケート分析結果（2011 年 5 月末～2012 年 10 月末分、回収数 3,151 件）では、内容理解度は「よく理解できた」53%、「少し理解できた」43%と概ね理解されていることが伺えた。また、不安解消度は「よく解消できた」が 32%、「少し解消できた」が 57%であった。このように放射線に対する不安を完全に解消させることは難しいものの、参加者は放射線勉強会に参加することにより、多少ではあるが解消の方向に向かったものと思われる。



**図 3 放射線測定体験の様子**
**（測定体験を通して個別の質問に誠意をもって対応）**

### 3. おわりに

福島原発事故を契機に様々な機関・団体がリスクコミュニケーションに関する研究や実践を始めている。それらは対象者や状況によって目的や実施方法が異なると共にリスクコミュニケーションに対する意識も異なっているようにみえる。しかし、共通するポイントは、「対象者のニーズに沿った情報提供を行うこと」、「傾聴すること」、「リスクコミュニケーションに即効性はないが、焦らず時間をかけて継続していくもの」だと私達は実践経験を通じて痛感している。また、私達のこれまでの経験から、テーマや実施方法、対象となる年代、性別、在住地が同じであっても、必ずしも同様の反応である訳ではなく、その状況に応じて臨機応変に応えることが重要であり難しい点である。これらの実践経験を今後も蓄積し、そこから得られる新たな知見を関係機関と共有することで、共によりよいリスクコミュニケーション実践活動に向けて努力していきたい。

参考文献

[1] 菖蒲 他(2015)「東京電力福島第一原子力発電所事故後のリスクコミュニケーションの実践－茨城県における双方向性を重視した放射線に関する勉強会－」

[2] 杉山 他(2015)「東京電力福島第一原子力発電所事故後のリスクコミュニケーションの実践－「放射線に関するご質問に答える会」における核燃料サイクル工学研究所の対応－」JAEA-Review 2015-013

* Junko Ayame [1]

[1] JAEA

# （3）原子力青年ネットワーク連絡会の活動

（3）Activities of YGN

*西山 潤[1,2]

[1]原子力青年ネットワーク連絡会,[2]東京工業大学

日本原子力学会原子力青年ネットワーク連絡会（Young Generation Network Japan: YGNJ）は分野や組織を超えた「連携」を目的とした組織である。大学院生の頃から活動に参加し、3年前からは連絡会長としてYGNに関わってきた。13年間の活動を振り返り改めてYGNとは何かを考える。

**キーワード：** YGN、IYNC

## 1. はじめに

静岡大学で開催された2003年秋の大会に当時修士課程1年だった私は口頭発表と学生ポスターセッションに参加した。そのあとの懇親会でYGNメンバーの方と会ったのがYGNと私の初めての接点である。その後すぐに、学生連絡会の運営委員になり、また学生の連絡役としてYGNの運営委員になったことでYGN活動に参加することになった。

YGNJは1998年当時の若手世代が立ち上げた「原子力若手技術者勉強会」を前身とし、ほぼ時を同じくして欧州やロシアにおいても原子力業界の若手組織が立ち上がり、2000年9月に開催されたIYNC(International Youth Nuclear Congress)での要請に応じる形で、2001年3月武蔵工業大学で開催された春の年会における設立総会において日本原子力学会の連絡会として正式に発足した。原子力開発に携わる若手世代間の連携を強め、活力を引き出し、専門性や能力を高めることで原子力技術の発展、原子力に関する諸問題の解決を目的としている。

## 2. 国内活動

YGNJは、勉強会、施設見学会＆意見交換会、学生との対話会、企画セッションなど様々な活動を行っている。今までの活動の中でも印象深いのがゲーミングの専門家と共同で行った教育ゲーム「G.E.N.ロック」の開発である。この活動のあとには自分でもゲームを開発した。また福島第一原子力発電所事故後は「原子力若手討論会:NEFY」を活動の柱として行っている。組織や専門分野を超えて原子力について考えることが重要だと考えている。

## 3. 国際活動

IYNCは2年に1度同名の国際会議を開催しており、毎回世界各国から数百名の若手が参加している。この会議の特徴は同世代の若手原子力技術者・研究者が国境や所属機関の壁を越えて協同し、企画運営のすべてを若手のみで自主的に実施している点である。IYNC2014（スペイン、ブルゴス）では、YGNJとして福島特別セッションを企画・運営した。

## 4. YGNとは

原子力は一人の力ですべてが解決する分野ではないと思っている。様々な専門性と人々の協力によって成り立つ分野であるからこそ、ネットワークを生かした活動が重要であると考えている。

*Jun Nishiyama
[1] Young Generation Network Japan
[2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:20 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [2K10-15] Fukushima Daiichi NPP Accident 1

Chair: Hiroyuki Yoshida (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2K10] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(76)Results of Penetration Tube Melt Tests Performed at KAERI

*Masanori Naitoh[1], Hidetoshi Okada[1], Marco Pellegrini[1] (1.IAE)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2K11] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(77)Validation of Debris Freezing Model in a penetration tube against the KAERI Experiment

*Suzuki Hiroyuki[1], Marco Pellegrini[1], Suzuki Hiroaki[1], Naitoh Masanori[1] (1.Institute of Applied Energy)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2K12] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(78)Accident Analysis of Fukushima Daiichi Unit 1 by SAMPSON Severe Accident Code

*Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Marco Pellegrini[1], Hiroyuki Suzuki[1], Chiaki Kino[1] (1.The Institute of Applied Energy)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2K13] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(79)Accident Analysis of Fukushima Daiichi Unit 2 by SAMPSON Severe Accident Code

*Chiaki Kino[1], Hiroaki Suzuki[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naito[1] (1.The Institute of Applied Energy)

---

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2K14] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(80)Analysis of the accident at Fukushima Daiichi unit 3 by the SAMPSON code

*Marco Pellegrini[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1] (1.The Institute of Applied Energy)

---

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2K15] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(81)Ex-vessel phenomena analysis of the accident in the Fukushima Daiichi nuclear power station Unit 1 using DSA-CVPA modules of SAMPSON

*Mirco Di Giuli[1], Hyrouchi Suzuki[1], Marco Pellegrini[1], Masaori Naitoh[1] (1.IAE)

---

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# (76) 圧力管通管溶融破損試験(KAERI 試験)の結果

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(76) Results of Penetration Tube Melt Tests Performed at KAERI

*内藤 正則[1],岡田 英俊[1], ペレグリニ マルコ[1]
[1]エネ総研

BWR 圧力容器下部を貫通している炉内計装管案内管や制御棒案内管などの貫通管内に燃料デブリが侵入落下した場合の挙動を実験によって調べた。実験では実寸大短尺の案内管を用い、燃料デブリは UO2(劣化ウラン)と炉内構造物の混合溶融物で模擬した。

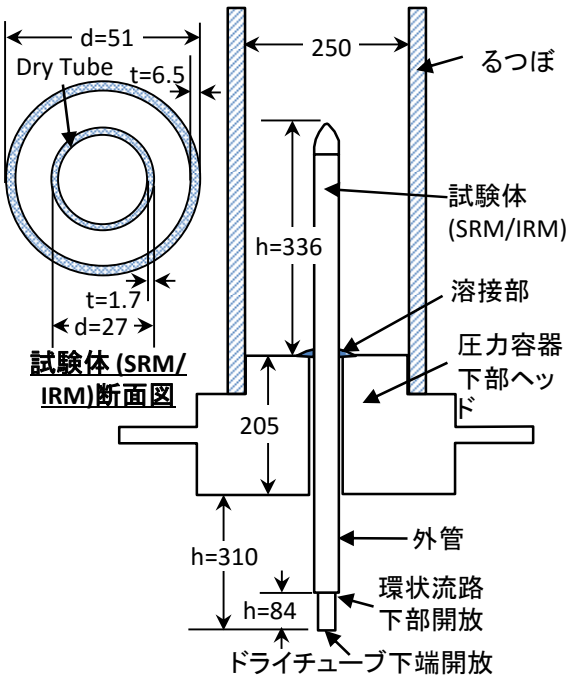
**キーワード**: シビアアクシデント、福島第一原発事故、炉内計装管溶融

## 1. 緒言

BWR 圧力容器下部には炉内計装管案内管や制御棒案内管などが貫通している。炉心溶融を伴うシビアアクシデントを想定した場合、炉心部で生成した高温のコリウムが圧力容器下部プレナムに落下・蓄積すると、下部プレナム内に林立している鋼製の貫通管を溶かし、コリウムが貫通管の内部に流入し、場合によっては貫通管下端からペデスタルに落下することも考えられる。このような貫通管内のコリウムの侵入挙動を実験によって調べた。実験では炉内計装管のうち、SRM/IRM (Short Range Monitor、Intermediate Range Monitor、両者とも貫通管としての構造は同一)を対象とした実寸大短尺の案内管を用い、コリウムは $UO_2$(劣化ウラン)と炉内構造物の混合溶融物で模擬した。

## 2．実験装置

実験は韓国 KAERI の VESTA 装置を用いて実施した。VESTA は上下に圧力容器がある。上の圧力容器内に設置したるつぼで高周波誘導加熱によってコリウムを作成し、下の圧力容器内に設置したるつぼ内にコリウムを流下させた。下のるつぼは下部プレナムに相当し、図 1 に示すように試験体(STM/IRM)が貫通している。下るつぼの下はペデスタルに相当する。




## 3．実験の手順と結果

上るつぼで誘導加熱によりコリウムの温度 2,380℃一定の条件を 45 分間維持した後、100kg のコリウムを下るつぼに落下させた。下るつぼも誘導加熱して崩壊熱発生を模擬した。下るつぼを貫通している試験体は鋼製であり、その融点はコリウム温度よりはるかに低い。そのためコリウムの注入からほどなくして、試験体のうち、るつぼ内に突き出ている部分は溶融した。試験体下端に注目すると、最初に環状流路から高温粒子が流出し、その後ドライチューブの中からコリウムが連続体として流出した。流出量は総量で 40kg であった。ドライチューブ内側からのコリウム流出が途中で止まるのは、ドライチューブ内側でのクラスト成長により流路が塞がれたことによると推定なお、本研究は、経済産業省廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）により実施した。

*Naitoh Masanori[1], Suzuki Hiroyuki[1], Hidetoshi Okada[1], Pellegrini Marco[1] and Sang Mo An[2]
[1]Institute of Applied Energy, [2]Korea Atomic Energy Research Institute

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# (77) KAERI 試験による貫通配管中のデブリ固化モデルの妥当性確認

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

**(77) Validation of Debris Freezing Model in a penetration tube against the KAERI**

*鈴木　博之[1]，ﾍﾟﾙｸﾞﾘﾆ ﾏﾙｺ[1]，鈴木 洋明[1]，内藤 正則[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

過酷事故解析コードSAMPSONには、配管内に侵入したデブリの固化判定を行うモデルが組み込まれている。福島第一原子力発電所事故時の状況を模擬した KAERI 試験と同様の解析条件で計算し、結果の比較を行いモデルの妥当性を評価する。

**キーワード**：原子力発電プラント，シビアアクシデント，シミュレーション, SAMPSON, デブリ固化

## 1. 緒言

BWR 型の原子炉圧力容器の下部には計装配管が設置されており、過酷事故時にそれらの配管が破損した場合、その破損口は圧力容器外へのデブリ放出経路となり得る。配管内でデブリが固化すれば、デブリは圧力容器内に留まることになる。SAMPSON に組み込まれている配管内のデブリ固化モデルについて KAERI 試験を用いて、妥当性を評価する。

## 2. 解析体系と物理モデル

### 2-1. 解析体系

解析体系を図１に示す。RPV 壁を模擬したプレートと計装配管からなる体系に、配管外部へ溶融デブリを落下させる。溶融デブリは RPV 壁と配管に熱伝達を行う。配管の温度が融点を超えると溶融デブリは配管内部へ侵入する。配管内部へ侵入した溶融デブリは下記の物理モデルで固化判定を行う。計装配管の種類が IRM、LPRM、CRGT の場合の 3 ケースを計算する。溶融デブリが存在していない RPV 上下部、配管内は空気で満たされているとする。

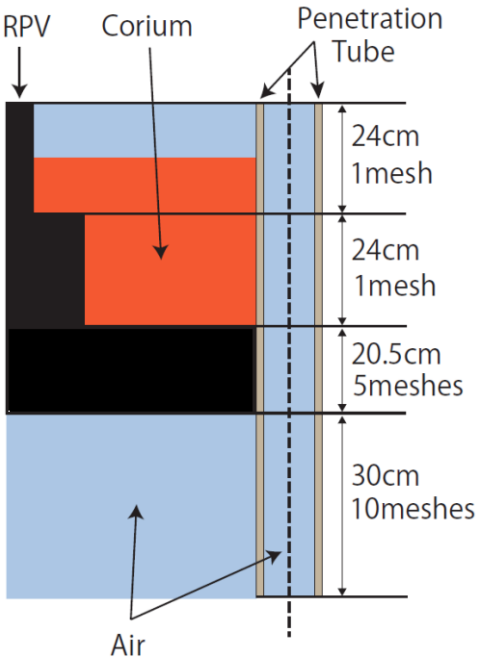



図１　解析体系

### 2-2 物理モデル

デブリ固化モデルは１次元の溶融デブリの流動計算（軸方向）、１次元の配管の熱伝導計算（径方向）とクラストの成長計算から構成されている。流動計算は圧力境界を設定し、重力と摩擦の効果を考慮する。溶融デブリとクラスト間は熱伝達を行う。クラスト表面でデブリは過冷却と仮定し、温度を半経験式[1]より求める。クラストと管の境界にギャップ熱抵抗率を導入した。クラストが成長し一定値を超える、もしくはバルクの固相率が流動限界値に達すると流動計算を終了する。

## 3. 結論

本モデルの解析結果はデブリ-クラスト間の熱伝達係数, ギャップ熱抵抗率及びデブリの流動限界固相率に依存する。KAERI 試験結果を用いて、これらの妥当な値を定める。なお、本研究は経済産業省「平成 28 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

## 参考文献

[1] K. KAMIYAMA *et al.*: J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 43, No. 10, p. 1206–1217 (2006)

---

*Hiroyuki Suzuki[1], Macro Pellegrini [1], Hiroaki Suzuki [1] and Masanori Naitoh[1]

[1]Institute of Applied Energy

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# (78) SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所 1 号機の事故進展解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(78) Accident Analysis of Fukushima Daiichi Unit 1 by SAMPSON Severe Accident Code

エネ総工研　*鈴木 洋明，内藤 正則，ﾍﾟﾚｸﾞﾘﾆ ﾏﾙｺ，鈴木 博之，木野 千晶

シビアアクシデント解析コード SAMPSON を用いて 2011 年に発生した福島第一発電所 1 号機における過酷事故解析を行い、廃炉作業を行うために重要な炉内状況について検討を進めている。

**キーワード**：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、炉心溶融、シミュレーション

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置に向け、炉内状況やデブリ分散状況等を解析によって把握する国のプロジェクトが進められている。このプロジェクトの一環として、SAMPSON コードに現実に即したモデルを追加して福島第一原子力発電所 1 号機の事故進展解析を実施している。

## 2. 解析モデル

従来の SAMPSON 解析では炉心の下部でデブリは保持されないモデルとしていた。デブリ保持の影響を評価するため、炉心の下部でデブリを保持し、下部構造材の温度が上昇した場合あるいは保持されているデブリの液相割合が制限値を超えた場合にデブリを落下させるモデルを追加した[1]。圧力容器底部の破損モデルとして中性子計装管などの貫通管の破損と内部におけるデブリの固化モデルを追加した。また、格納容器床上における溶融デブリの拡がりに加えてコンクリートとの侵食を考慮できる新 DSA モデル[2]（IRID/日立 GE 開発）を利用可能とした。

## 3. 結果

原子炉圧力の時間変化を図 1 に、格納容器圧力の時間変化を図 2 に示す。この解析では実測値等の分析に基づき、本解析期間における消防車からの注水量をゼロとした。圧力の解析結果は実測値と概ね整合する結果となっている。しかし、スクラム後 10 時間から 20 時間の格納容器圧力については再現性が低い。この時間帯に多量の溶融デブリが格納容器床上に移行しているが、本解析では 1 次元 2 方向のコア・コンクリート反応モデルを用いており、この現象の模擬性が低い可能性がある。今後、新 DSA モデルを用いることで再現性の向上を図る予定である。なお、本研究は経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金」の一部として実施した。

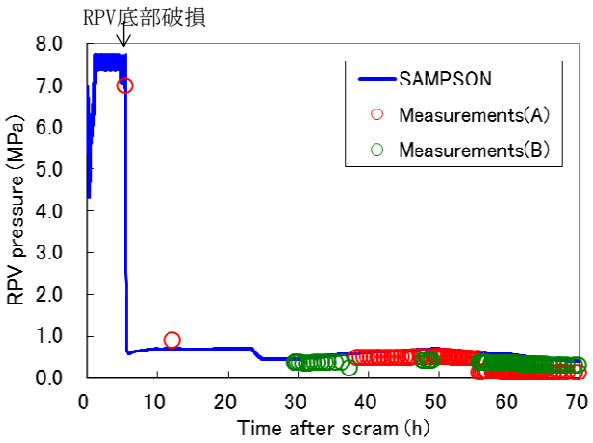



図 1　原子炉圧力の時間変化

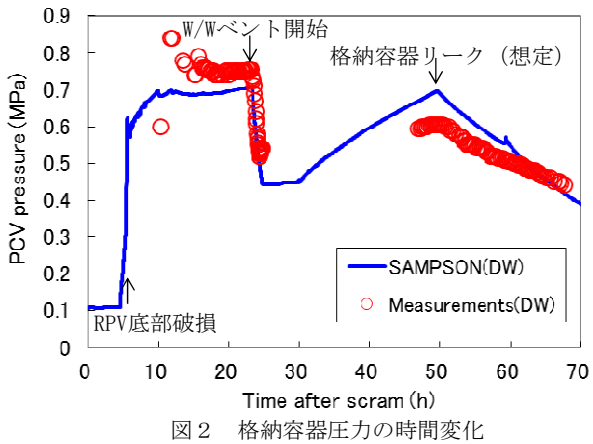



図 2　格納容器圧力の時間変化

**参考文献**

[1] 鈴木他 原子力学会 2016 年春の年会 2C01

[2] 日高他 原子力学会 2016 年春の年会 2C12

*Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Marco Pellegrini[1], Hiroyuki Suzuki[1], Chiaki Kino[1] [1]The Institute of Applied Energy

# 「 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価」
# (79) SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所 2 号機の事故進展解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(79) Accident Analysis of Fukushima Daiichi Unit 2 by SAMPSON Severe Accident Code

*木野　千晶，鈴木　洋明，岡田　英俊，内藤　正則

（一財）エネルギー総合工学研究所

福島第一原子力発電所 2 号機を対象に、シビアアクシデント解析コード SAMPSON を用いて 4 日目 22 時以降に見られる第 2 ピークの圧力を再現するための解析を実施した。溶融デブリが下部プレナムに落下した後に発生するエネルギーについて 2 種類の条件(10MW および 20MW)を強制的に課した結果、10MW の解析では最大圧力は過小評価傾向にあるが 20MW はほぼ測定値に近い値を再現することを確認した。

**キーワード：福島第一事故　SAMPSON シビアアクシデント　溶融デブリ　熱伝達　圧力挙動**

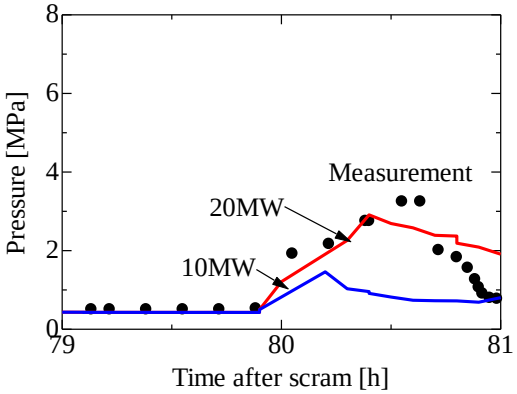
## 1. 緒言

福島第一原子力発電所 2 号機 2 号機においては、4 日目 18 時 30 分頃に RPV 圧力は 1MPa 程度まで減圧された後、3 回圧力が上昇・下降を繰り返すことが測定結果から分かっている。この内 22 時 30 分頃に発生する 2 回目の圧力ピークに関しては溶融デブリの落下による蒸気発生が要因とされるが、その現象を数値的に再現できていない。本研究ではシビアアクシデント解析コード SAMPSON を用いて 2 回目の圧力ピークを再現し得る炉内状態について詳細に検討する。

## 2. 第 2 圧力ピークのメカニズム

東京電力による未確認・未解明事項に関する報告書[1]によれば、福島 2 号機における第 2 圧力ピークを生成するためには、約 21 トンの蒸気発生が必要とされる。そのような蒸気を発生させるためには、全燃料の 40%に当たる 64 トンの溶融デブリが下部プレナムに落下し、崩壊熱およびデブリ冷却に伴う放熱により、11.67MW の熱量を発生させる必要があると評価している。

図 1 発生熱流束を制限した場合の RPV 圧力




## 3. 検討手法および結果の考察

本研究では第 2 ピークの圧力を再現するために必要な熱量を検討するため、溶融デブリが下部プレナムに落下した後に発生するエネルギーについて 2 種類の条件(10MW および 20MW)を強制的に課した解析を実施した。その結果、10MW の解析では最大圧力は過小評価傾向にあるが 20MW はほぼ測定値に近い値を再現することを確認した。今後は、このような熱流束を実現する落下デブリ量およびデブリの熱伝達モデルについて検討を進める。本研究は経済産業省「平成 28 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

**参考文献**

[1] “福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果「第 4 回進捗報告」について” http://www.tepco.co.jp/cc/press/2015/1264445_6818.html (2015)

*Chiaki Kino, Hiroaki Suzuki, Hidetoshi Okada, Masanori Naito

The Institute of Applied Energy.

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# (80) SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所 3 号機の事故進展解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(80) Accident Analysis of Fukushima Daiichi Unit 3 by SAMPSON Severe Accident Code

* Marco Pellegrini[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1]

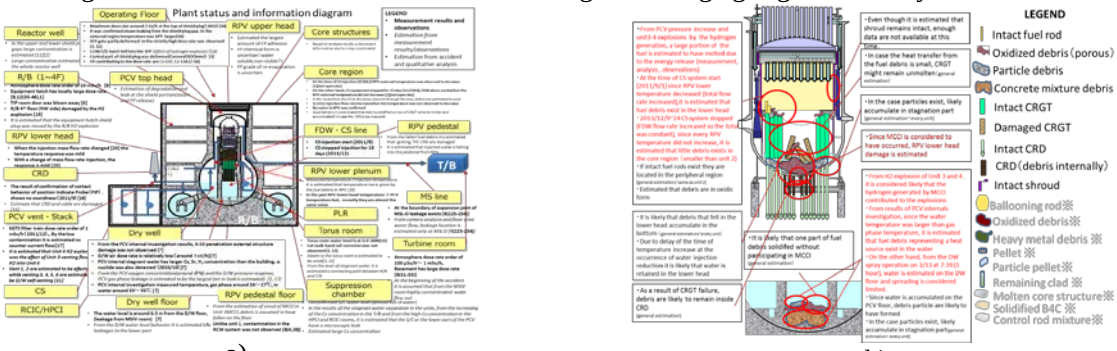
([1] エネルギー総合工学研究所)

The accident at the Fukushima Daiichi unit 3 has been studied extensively in the last years but still large uncertainty exists on the final state of the core and debris state. Such uncertainties reflect on the difficulty to create strategies for debris removal. In current Japanese national project we have organized all the available information in order to clarify the known condition of the power plant. Based on such information a best estimate current condition of the plant has been proposed in which MCCI played a major role in the accident determining the large hydrogen generation for the explosion of Unit 3 and Unit 4. Based on the analysis of the temperature measurements at the plant a relatively large amount of debris is supposed to remain in the vessel. The estimated results are confirmed with the analysis of the SAMPSON code.

**Keyword**：Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants, Severe Accident, Meltdown, SAMPSON

**1. Introduction** In Fukushima Daiichi Unit 3 DC batteries remained available until around two days after scram, so that operator could employ emergency systems in the attempt to avoid core meltdown. Nonetheless core level could not be maintained and core boiled off when the reactor depressurized. Several minutes after the depressurization alternative water injection started with the goal to reflood the core with external water. The events happening in the core at this time are still not well understood and purpose of the work is to explain them through the employment of SAMPSON severe accident code Molten Core Relocation Analysis module.

**2. Results** In the present results the core starts melting after HPCI stopped the operation and relocation happens at large pressure. Debris accumulate on the core plate while the water is at BAF. After depressurization the water level decreases sharply because of flashing It is estimated that even assuming the whole average water injection the water level could not reflood the core and core slumping happens in correspondence of the RPV pressure spikes. After core plate failure the vent valve closes and the pressure increases until head flange leaked. During this period a large amount of hydrogen and steam was released into the building. Pressure decreased by large head flange leak, lower head failed and debris discharge with large gas generation by MCCI.




a) b)

**Figure 1 PCV transient in case A (a) and case B (b)**

**3. Conclusions** The SAMPSON code was applied to the accident of the Fukushima Daiichi Unit 3 and the reproduced scenario was able to explain the main pressure signatures. SAMPSON predicts no debris remaining into the lower head since all the fuel melted and was ejected. New models to create crusts and maintain particles will be tested in the near future to obtain results in accordance with findings and estimatinos.

**－Acknowledgement－**

This work has been financially supported by the Japanese government's Ministry of Economy, Trade, and Industry. Technical support from the project team is greatly appreciated.

# Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

## (81) Ex-vessel phenomena analysis of the accident in the Fukushima Daiichi nuclear power station Unit 1 using DSA-CVPA modules of SAMPSON

*Mirco Di Giuli, Hiroyuchi Suzuki, Marco Pellegrini, Masaori Naitoh

The Institute of Applied Energy, (IAE)

**Abstract**

The aim of this work is to perform a detailed analysis on the impact of the molten corium spreading and concrete ablation after the RPV failure on the PCV pressurization in the Fukushima Daiichi unit 1. In order to carry out this studies different cases were simulated varying the corium mass discharged and the pouring time using DSA1 and CVPA modules of SAMPSON.

**Keywords:** MCCI, gas generation, PCV pressurization, spreading

### 1. Introduction

The early loss of core cooling for the unit 1 during the accident at Fukushima Dai-ichi caused major fuel damage. Although full details are not yet available, it is expected the failure of the RPV, molten fuel relocation onto the PCV floor and MCCI phenomena [1]. The impact of the corium spreading and MCCI on the PCV pressurization was poorly studied and only using running codes which do not take into account the spreading of the debris and the real geometry of the PCV bottom part. The DSA1 is the debris spreading analysis module of the severe accident code SAMPSON [2], which models corium natural convection, heat transfer and concrete erosion in three dimension. The DSA1 module was coupled with CVPA the containment module to study the PCV thermal-hydraulic response during the late phase of the accident.

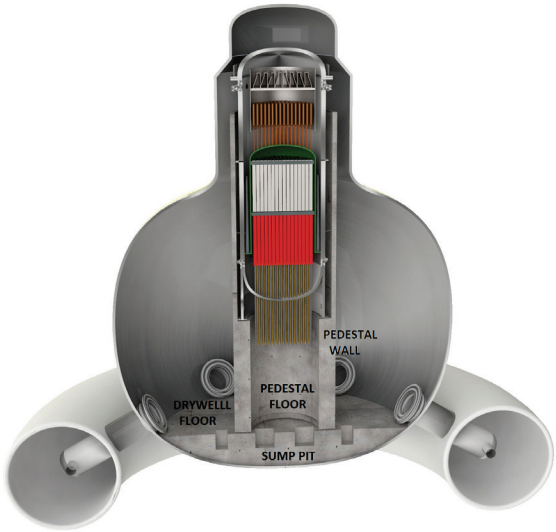



Fig.1 BWR MARK-I PCV floor configuration

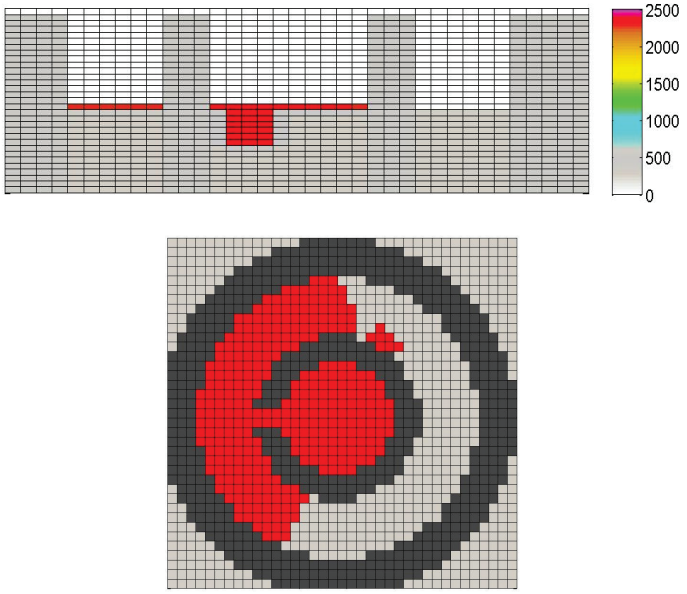



Fig. 2 Top view and cut view of the DSA1 floor nodalization

### 2. Results and discussion

To evaluate the thermal-hydraulic response of the PCV to the MCCI and corium spreading, several simulations assuming different quantity of poured molten corium to the PCV floor, different mass flow rate and RPV failure time were performed. The results obtained have pointed out that the main parameters affecting the pressurization and concrete ablation are the following: cavity geometry (pits), spreading area, corium composition and total mass. It is important to mark that the ablation rate in axial direction depends only on the RPV failure time and not on the total corium mass discharged, if the total corium mass discharged is able to fill the pit sumps in the pedestal floor.

### 3. Acknowledgment

This work is partially supported by METI funds. The authors would like to thank Masataka Hidaka Hitachi-GE for the continuous guidance he provided.

### 4. References

[1] The Evaluation Status of Reactor Core Damage at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1 to 3 http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/images/handouts_111130_04-e.pdf

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Thu. Sep 8, 2016 4:20 PM - 5:40 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 7:20 AM - 8:40 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [2K16-20] Fukushima Daiichi NPP Accident 2

Chair: Yoshiro Kudo (NRA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [2K16] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(82)Assessment of SAMPSON Severe Accident Code Modeling against MELCOR

*Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naitoh[1] (1.The Institute of Applied Energy)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [2K17] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(83)Estimation of Accident Progression of unit 3 based on Water Level Indicator Readings

*Kenichiro Nozaki[1], Hiroshi Shirai[1], Shinya Mizokami[2], Takeshi Honda[2], Masato Mizokami[2], Daisuke Yamauchi[2] (1.TEPSYS, 2.TEPCO)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

### [2K18] Development of Evaluation Method for Air Cooling of Fuel Debris

(2)Preliminary analysis of the natural convection cooling performance

*Susumu Yamashita[1], Shinichiro Uesawa[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

### [2K19] Study on criteria of thermal stratification in suppression chamber

*Daisuke YAMAUCHI[1], Nejdet ERKAN[2], Byeongnam JO[1], Koji OKAMOTO[2] (1.Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo, 2.Nuclear Professional School, Schcool of Engineering, The University of Tokyo)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

### [2K20] development status of drying simulation code for waste storage

*terada atsuhiko[1], isao yamagishi[1], ryutaro hino[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:35 PM - 5:40 PM JST | 8:35 AM - 8:40 AM UTC

Time reserved for Chair

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# （82）SAMPSON と MELCOR における解析モデル相違に着目した比較評価

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(82) Assessment of SAMPSON Severe Accident Code Modeling against MELCOR

*伊藤　あゆみ[1]，ペレグリニ　マルコ[1]，岡田　英俊[1]，内藤　正則[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

福島第一原子力発電所の事故進展事象解析を、過酷事故解析コード SAMPSON および MELCOR を同一解析条件下で実施し、モデルの差異が計算結果に及ぼす影響を検証した。

**キーワード：SAMPSON, MELCOR，福島第一原子力発電所１号機，コード比較，過酷事故解析**

## 1. 緒言

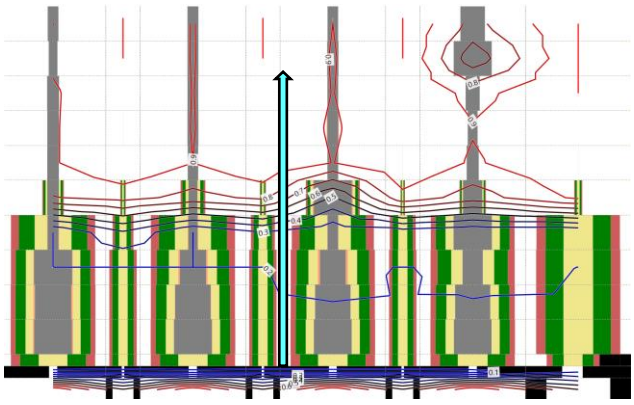
福島第一原子力発電所の事故進展事象解析には、SAMPSON/MELCOR/MAAP などの過酷事故解析コードが用いられる。これらのコードは、それぞれ異なる物理モデルを実装しているため、同一解析条件でも異なる結果を得る可能性がある。また、同一コードであっても、解析条件が異なれば、異なる結果が得られる場合もある。本研究では、コードの物理モデルの差異による結果への影響を理解するために、できる限り同一の解析条件を用いて、福島第一原子力発電所１号機の事故進展事象解析を行った。本報では、炉心損傷モデルの差異が結果に及ぼす影響について報告する。

## 2. 解析手法

先行研究である MAAP-MELCOR Crosswalk Report [1] より引用した、炉心構成物質質量（$UO_2$/$B_4C$/Zr/SS）、１次系水質量、および、想定事象境界条件を使用して解析を実施した。SAMPSON と MELCOR について、圧力容器（RPV）圧力、炉内水位、被覆管温度、デブリ分布などの時間推移を比較し、差異の原因となっているモデル相関式を推定した。

## 3. 結論

SAMPSON では、炉心損傷初期段階における酸化反応熱を大きく評価しているために、損傷が速く進み、水素発生量を過大に評価する傾向があることが確認された。また、溶融デブリ中の流路体積率を一定割合許容することによって数値計算の安定性を確保していることが、水蒸気・金属反応をさらに促進し、炉心損傷事象を加速する結果となっている。計算の安定性を確保しつつ、モデルの適用性を高めていくことが求められる。なお、本研究は経済産業省「平成 28 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。



## 参考文献

[1] R.Wachowiak, "MAAP-MELCOR Crosswalk Phase 1 Study", EPRI (2014).

---

*Ayumim Itoh[1], Marco Pellegrini[1] , Hidetoshi Okada[1] and Masanori Naitoh[1]

[1]The Institute of Applied Energy.

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# （83）３号機水位計指示値に基づく事故進展の推定

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(83) Estimation of Accident Progression of unit 3 based on Water Level Indicator Readings

*野崎 謙一朗[1]，白井 浩嗣[1]，溝上 伸也[2]，本多 剛[2]，溝上 暢人[2]，山内 大典[2]

[1]テプコシステムズ，[2]東京電力 HD

福島第一原子力発電所３号機における 2011 年 3 月 13 日 4 時頃からの水位計指示値の変化、及び他の実測値に基づき、当該期間における事故進展状況を推定した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所、３号機、水位計、事故進展

**1. 緒言**　福島第一原子力発電所３号機では、2011 年 3 月 13 日 4 時頃以降に、広帯域水位計、及び燃料域水位計の指示値が得られている。これらの指示値は、格納容器温度の上昇等により、正しい水位を示さなくなっていた可能性があるものの、水位計配管内の水頭に対応した値であるため、指示値を説明可能な水位計配管と炉心の水位の状況等を推定し、事故進展状況の推定の一助とする。

**2. 事故進展の推定**　図１に水位計指示値を含む実測値と注水の記録を併せて示す。炉心水位については、広帯域・燃料域水位計の指示値挙動から、原子炉圧力低下前後の水位挙動を推定した。また、3/13 10:00 頃と 12:08 頃の原子炉圧力の上昇と燃料域水位計指示値の急激な変化との関係、及び 12:08 以降の格納容器圧力の上昇と A 系/B 系の燃料域水位計指示値の相違の関連性から、炉心部から下部プレナム部への溶融物の落下、及び圧力容器からドライウェルへのリークの可能性について考察した。

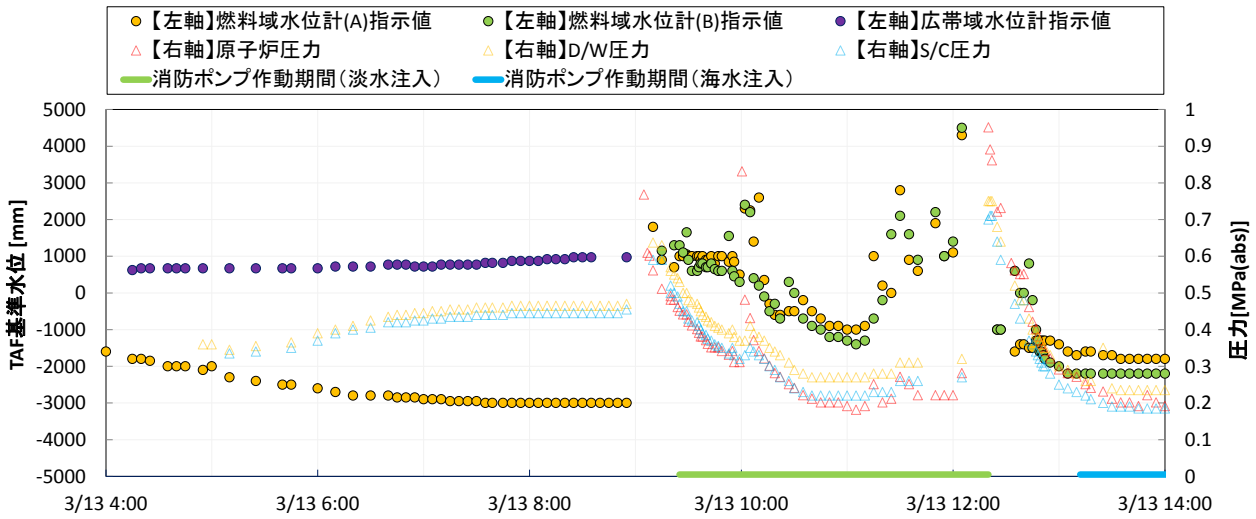



図１　３号機実測データ（3/13 4:00～3/13 14:00）[1]

**3. 結言**　福島第一原子力発電所３号機における図１に示す期間の炉心水位挙動を推定するとともに、関連する事故進展状況について考察した。得られた推定結果と事故解析コードの挙動の両面から、当時の溶融燃料の冷却状況、ひいては現在の燃料デブリの位置に関する推定精度を向上させていくことが期待される。

**参考文献**

[1] プラント関連パラメータ：http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/pla/2011/index-j.html

* Kenichiro Nozaki[1], Hiroshi Shirai[1], Shinya Mizokami[2], Takeshi Honda[2], Masato Mizokami[2] and Daisuke Yamauchi[2]

[1]TEPCO Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

# 燃料デブリ空冷評価手法の開発
# （2） 自然対流冷却評価予備解析

Development of Evaluation Method for Air cooling of Fuel Debris
(2) Preliminary analysis of the natural convection cooling performance

*山下 晋[1]，上澤 伸一郎[1]，吉田 啓之[1]
[1]原子力機構

多相多成分熱流動解析コードJUPITERを用いて、異なる形状及び崩壊熱出力条件下で生じる自然対流場での燃料デブリの熱伝達係数の予備評価を実施した。デブリ形状・熱出力条件の違いにより熱伝達は異なる傾向を示すことが分かった。

**キーワード**：数値解析、燃料デブリ、空冷、自然対流

## 1. 緒言

原子炉格納容器内に存在する燃料デブリの取り出し工法においては、大きく分けて水中で取り出しを行う冠水工法及び気中で行う気中工法[1]がある。原子力機構では、燃料デブリ分布範囲を気中とし、水冷、散水を全く行わない完全気中工法の実現可能性を評価するための手法開発を行っている。この工法の特徴は汚染水が発生せず格納容器を止水する必要が無いといった特徴があるが、その冷却評価には不確かさが存在する。本報では、発熱する模擬燃料デブリの自然対流による熱伝達係数等を予備的に評価した結果を報告する。

## 2. 計算条件及び計算結果

図1のように、デブリが格納容器下部に落下し堆積した状況を平板状と半球状で簡易的に模擬した。デブリには崩壊熱として80kWを与え、温度変化による浮力の効果はブシネスク近似を適用した。計算領域は縦横 6m、高さ 9m、格子点数は 64×64×96である。デブリ温度：450K、気相温度：400Kを初期条件として与え、温度境界条件は300K固定、速度境界条件は全て滑り無し条件とした。

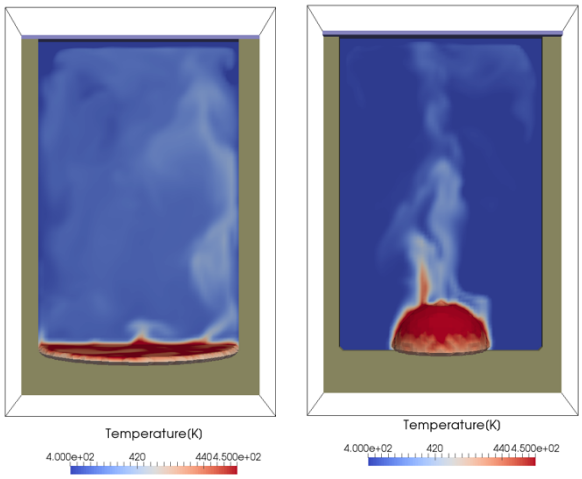


図1 自然対流場と温度分布

図1は、計算領域の断面での対流場とデブリの温度分布である。デブリが平板状の場合、半球状よりも空間温度分布が均一化する傾向にある。これは、半球状の場合、比較的安定な上昇流が形成されることで、平板状に比べ乱れによる拡散が小さくなるためである。なお、デブリの平均表面温度及び熱伝達係数については、表面積が小さく表面熱流束の大きい半球状の方が平板状よりも約30$Wm^2/K$、約2倍大きくなることが分かった。

## 3. 今後の課題

予備解析によりデブリ周囲の自然対流場は複雑であり、複雑形状に対応可能な乱流モデルの導入・評価を行う。また、対流だけでなく輻射伝熱を考慮した自然対流場計算を実施する予定である。

## 参考文献

[1] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」 2015

*Susumu Yamashita[1], Shinichiro Uesawa[1] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 圧力抑制室内における温度成層化のクライテリアに関する研究

Study on criteria of thermal stratification in suppression chamber

*山内　大典[1]，エルカン　ネジェット[2]，ジョ　ビョンナム[1]，岡本　孝司[2]
[1]東京大学　大学院工　原子力国際専攻，[2]東京大学　大学院工　原子力専攻

福島第一原子力発電所の事故では、RCIC タービン排気蒸気により圧力抑制室内で温度成層化が発生したと考えられている。本研究では、蒸気凝縮によって発生する力に着目し、温度成層化のクライテリアに関する検討を行う。

**キーワード**：福島第一原子力発電所，事故進展，温度成層化

**1. 緒言**　福島第一原子力発電所事故において、3 号機の事故初期の圧力が予測されたよりも早く上昇しており、これは RCIC の排気蒸気により圧力抑制室内でプール水の温度成層化が発生したことが原因だと考えられている。温度成層化のクライテリアに関する既往研究にて、チャギングが発生する間は温度成層化が発生せず（SIET の実験[1]）、チャギングが発生していないときは、リチャードソン数により温度成層化が発生しやすい状況にあるかを評価することができる（Song の実験[2]）ことが示唆されている。ただし、Song のリチャードソン数の評価では、鉛直下向きのスパージャーに対してのみ適用可能であることから、水平方向に噴き出す 3 号機型のスパージャーには適用できなかった。本研究では、水平方向に噴き出す 3 号機型のスパージャーに適用可能な修正リチャードソン数モデルを構築し、チャギングが発生しない場合の温度成層化のクライテリアの検討につなげることを目的とする。

**2.修正リチャードソン数モデルの構築**　Song のスラブプールを用いた実験[3]、著者のトーラス型プールを用いた実験[4]において、プール内では蒸気凝縮に伴う対流が発生しており、これらの流れは壁面または逆向きの流れとぶつかる部分で下降流となり温度成層の破壊に寄与すると考えられる。そこで、温度成層化を保つ力と破壊する力のバランスに着目し、修正リチャードソン数モデルを構築した。温度成層化を保つ力には、①ノズル下方の密度成層を保つ力を想定した。温度成層化を破壊する力には、②ノズル直下で凝縮振動によって密度成層を破壊する力と、③ノズル遠方で対流によって密度成層を破壊する力を想定した。構築した修正リチャードソン数モデルについて、検証実験により妥当性を確認した。

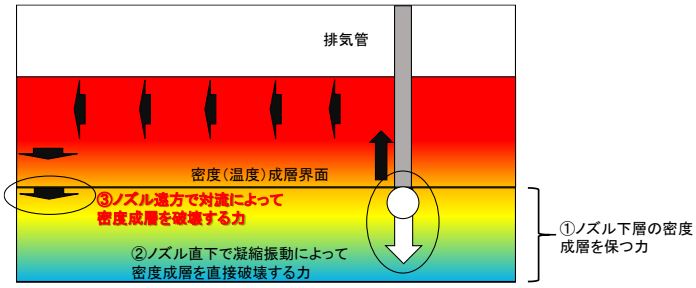



Fig.1 修正リチャードソン数モデルで考慮する力

**3. 結論**　水平方向に噴き出すスパージャーの場合に温度成層化が発生しやすい状況か評価するため、修正リチャードソン数モデルを構築した。温度成層化が発生した実験をベンチマークとして、構築した修正リチャードソン数を計算し、温度成層化のクライテリアとなる値が求められた。

**参考文献**

[1]Pellegrini, M., et al., NUTSHOS10(2014). [2] Song, D., et al., Int. J. Multiphase Flow, 66, p.92-100(2014).
[3]Song, D., et al., J. Heat and Fluid Flow, 56, p.209-217(2015). [4]Yamauchi, D., et al., Mech. Eng. Lett. 2, p.16-00092(2016).

*Daisuke Yamauchi[1], Nejdet Erkan[2], Byeongnam[2] and Koji Okamoto[2]
[1]Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo,
[2]Neclear Professional School, School of Engineering, The University of Tokyo.

# 廃棄物等の水分蒸発挙動解析コード開発に向けた取組み

Development status of drying simulation code for waste storage

*寺田敦彦[1]　,山岸　功[1],　日野竜太郎[1]
[1]原子力機構

福島第一原子力発電所事故の汚染水処理二次廃棄物等の保管容器の長期健全性評価手法の構築に向けて、高線量の含水廃棄物の崩壊熱による水分蒸発挙動を予測する解析コードの開発を進めている。本報では、セシウム吸着塔を例として、コードの概要と試算例を報告する。

**キーワード：**廃棄物、長期保管、容器、健全性評価手法、吸着塔、粒子層、水分挙動、予測、解析コード

**１．緒言**　含水廃棄物の保管においては、放射線に起因する発熱に加え、水の分解による水素発生や容器材料の腐食等を踏まえた健全性評価が重要である。福島第一原子力発電所事故後の汚染水処理に使用されたセシウム吸着塔は高濃度のセシウムを含み、中長期にわたってサイト内にて保管される計画であり、その安全性検討が行われている［1, 2］。吸着塔保管時に残留する洗浄水に含まれる海水成分の濃度、温度、線量率等の腐食環境は重要な検討項目であるが、これまで定常解析により推定した。しかし、これら環境は塔内水分量によって変化するため、水分蒸発挙動を把握するコードの開発に着手した。液相にガスが混在する不飽和状態の粒子層内の水分挙動のシミュレーション研究は、乾燥操作、地下水の浸透、コンクリートの強度劣化評価等の広い分野で進められているが、ゼオライトのような吸着粒子が充填層中で自己発熱する際の乾燥挙動に関する研究事例はみられない。そこで、本研究では、崩壊熱等の発熱による粒子間の自由水の蒸発や容器壁面からの抜熱等による過飽和水分の凝縮等の相変化、及び毛管圧力による水分移動をモデル化して、容器内の乾燥過程を予測する２次元水分蒸発挙動コードを作成した。

**２．コードの概要と試計算**　セシウム吸着塔を例とした水分乾燥過程の計算モデルの概要を図１に示す。吸着塔内の崩壊熱によって吸着塔中心付近が高温になり［2］、底部にある塩分を含む自由水が吸着塔中心付近に移動する可能性が示唆されている［3］。蒸発した水分は、大気開放されたベント管から換気流とともに流出するか、容器壁面で凝縮しゼオライト粒子層内を還流するとみられる。これらの事象の予測に向けて、本コードは、粒子層内の流体の運動方程式はダルシー則を適用、非線形性の大きい毛管圧力と含水飽和度の関係を Leverett 関数で整理する手法［4］で構築した。外気との熱境界条件は、吸着塔の多重容器間の伝熱を一次元熱伝導モデルで、外部空気による換気モデルは圧力損失係数を組合せた一次元配管要素モデルで簡略化した。ガラス粒子（実際のゼオライトは多孔質）を充填した円筒容器（容積約 1.6m³）内に、底部に 20cm の残水層を設定し、ガラス粒子層が約 250W で一様に体積発熱した場合の 30 日後の容器内の水分分布を試解析した結果を図２に示す。講演では、毛管圧力が残水量の挙動に与える影響も報告する。今後、モデル拡張と併せ、乾燥過程の加熱試験等を通して、コード検証を進める予定である。

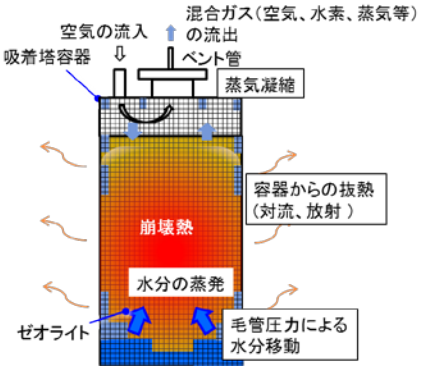
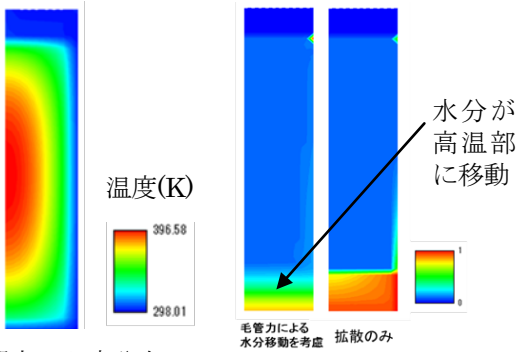



図１　計算モデルの概要




容器内の温度分布

図２　容器内の水分濃度（含水飽和度）の比較

**参考文献**

[1] METI 廃炉・汚染水対策ﾁｰﾑ会合/事務局会議資料（第４回）(H26.3.27)
[2] I.Yamagishi,et.al.,”Characterization and storage of radioactive zeolite waste”, JNST ,Vol.51,No 7-8, 1044-1053, (2014)
[3] 原子力学会 2015 秋の大会　I09、
[4] 日本機械学会熱工学コンファレンス 2005,講演論文集 (2005)　D223

---

*Atsuhiko Terada[1], Isao Yamagishi[1] and Ryutaro Hino[1]
[1]JAEA,

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Thu. Sep 8, 2016 5:40 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 8:40 AM - 9:30 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [2K21-23] Thermal Fatigue Evaluation

Chair: Hiroyuki Ohshima (JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2K21] Assessments for high-cycle thermal fatigue at a mixing tee pipe
Part 1:Characteristics of thermal stress by wall temperature measurement test

*Koji Miyoshi[1], Yoichi Utanohara[1], Masayuki Kamaya[1] (1.Institute of Nuclear Safety System)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2K22] Assessments of High-Cycle Thermal Fatigue at a Mixing Tee Pipe
Part 2:Numerical simulation of the temperature fluctuation

*Yoichi Utanohara[1], Koji Miyoshi[1], Masayuki Kamaya[1] (1.INSS)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2K23] Assessments of high-cycle thermal fatigue at a mixing tee pipe
Part 3:Fatigue damage assessment

*Masayuki Kamaya[1], Koji Miyoshi[1], Youichi Utanohara[1] (1.Institute of Nuclear Safety Sysmte, Inc.)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

# 高低温水合流部における高サイクル熱疲労評価
# その１：管壁温度測定実験による熱応力特性

Assessments for high-cycle thermal fatigue at a mixing tee pipe

Part 1: Characteristics of thermal stress by wall temperature measurement test

*三好 弘二[1]，歌野原 陽一[1]，釜谷 昌幸[1]

[1]原子力安全システム研究所

抄録　本研究では、T字配管を対象に高低温水合流部の管壁温度測定実験と数値解析により熱応力特性を検討した。その結果、応力変動が大きい範囲は局所的であり、周期が 10 秒程度の管内面の温度変動が応力変動幅増加の要因となっていることがわかった。

**キーワード：**熱疲労，高低温水合流，T 字配管，熱応力，熱電対，温度変動

## 1. 緒言

原子力発電所の高低温水合流部では流体の温度ゆらぎに起因する熱疲労が発生した事例がある[1]。著者らは、これまでT字配管における高低温水合流部を対象に、管壁温度測定実験により管壁温度特性を明らかにしてきた[2]。本報では、得られた管壁温度測定結果から熱応力特性を明らかにした結果を示す。

## 2. 管壁温度測定実験による熱応力の算出

実験では、合流部下流域を中心に管内面に熱電対 148 本を埋め込んだ試験体を使用した（図 1）。実験条件は高温側流体温度 60℃、低温側流体温度 25℃、主管/分枝管の流速比は分岐管からの噴流が主管上壁に沿って流れる壁面噴流条件とした。測定した管内面温度を境界条件として、有限要素法による熱伝導解析・応力解析により応力分布を求めた。得られた主管内面における応力変動幅の分布を図 2 に示す。応力変動幅は、100 秒間の応力の最大値と最小値の差とした。

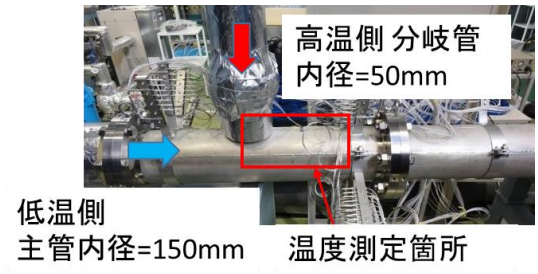



図 1 管壁温度測定試験体

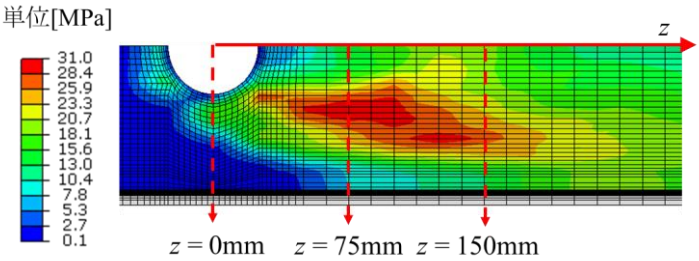



図 2 管軸方向応力変動幅の分布（主管内面）

## 3. 結論

応力変動幅が大きい範囲は局所的であり、その応力変動は、高温噴流により形成されたホットスポットが 10 秒程度の長周期でゆらぐことで発生していることがわかった。

## 参考文献

[1] Chapuliot, S. et al., Nuclear Engineering and Design, 235, (2005), pp.575-596.

[2] 三好、中村、日本原子力学会　2013 春の年会 N35、(2013).

*Koji Miyoshi[1], Yoichi Utanohara[1] and Masayuki Kamaya[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

# 高低温水合流部における高サイクル熱疲労評価
# その２：数値シミュレーションによる温度変動の予測

Assessments of High-Cycle Thermal Fatigue at a Mixing Tee Pipe

Part 2: Numerical simulation of the temperature fluctuation

*歌野原 陽一[1]，三好 弘二[1]，釜谷 昌幸[1]

[1]（株）原子力安全システム研究所

熱疲労評価を目的に、T 字合流配管における流体温度および管内面温度計測実験を INSS において行っている。本報告では実験を対象に数値計算を実施し、管内面温度の再現を試みた。その結果、管内面における温度変動強度の傾向を再現することができた。

**キーワード**：熱疲労，T 字配管，温度変動，数値シミュレーション

## 1. 緒言

高低温流体が混合する T 字配管では熱疲労が課題である。筆者らは数値計算を用いた熱応力予測技術の確立を目指し、WATLON 実験を対象とした流体温度変動の予測性能の向上を目指してきた[1]。本稿では、INSS で実施している T-cubic 実験[2][3]を対象に数値計算を実施し、管内面の温度変動の再現を目指した。

## 2. 数値計算

### 2-1. 計算方法

FLUENT15.0 で、流体部および配管金属部の流体構造熱連成解析を行った。乱流モデルに LES Dynamic を用いた。主管・枝管流入境界は T-cubic 実験[2]と合わせた。管内面の運動量および熱伝達の境界条件は主に壁関数（対数則）で与えた。標準 *k-ε* モデルの定常解から計算を開始し、101 秒間の計算を行った。

### 2-2. 計算結果

図 1 は瞬時の温度分布で、枝管から流入した高温水が曲げられ壁面に沿って流れる壁面噴流状態が再現されている。計算により流体部での流速および温度の時間平均値および変動量を再現できた。図 2 は合流部から下流 $z$ = 0.5$D$ での管内面の温度変動強度を周方向で示したもので、実験を多少過大評価するものの、傾向をよく再現することができた。

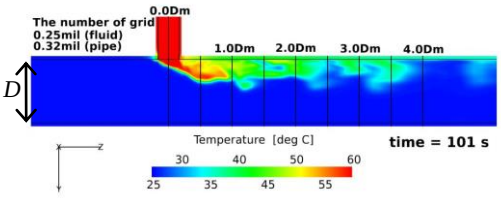



図 1. 瞬時の温度場(101 秒時)

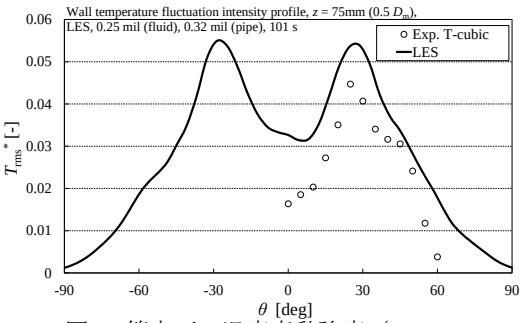



図 2. 管内面の温度変動強度（$z$ = 0.5$D$)

## 3. 結論

数値計算により、T-cubic 実験の管内面の温度変動は少し過大評価だが、傾向をよく再現した。得られた配管金属温度を、構造解析の入力データとし、熱応力を算出する予定である。

### 参考文献

[1] Utanohara, Y. et al., Nucl. Eng. Des., 305 (2016), pp.639-652.　[2] Miyoshi, K. et al., Mech. Eng. J., 1 (2014), TEP0050.

[3] Miyoshi, K. et al., Nucl. Eng. Des., 298 (2016), pp.109-120.

*Yoichi Utanohara[1], Koji Miyoshi[1] and Masayuki Kamaya[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

# 高低温水合流部における高サイクル熱疲労評価
# その３：疲労寿命評価

Assessments for high-cycle thermal fatigue at a mixing tee pipe
Part 3: Fatigue damage assessment

*釜谷 昌幸[1]，三好 弘二[1]，歌野原 陽一[1]
[1]原子力安全システム研究所

抄録　高低温水が合流するＴ字配管の疲労評価を目的に、管壁温度測定実験によって得られた温度分布からひずみ変動範囲を算出する際の材料の弾塑性特性の影響を調べた。弾性解析と弾塑性解析によって得られるひずみ変動範囲をほぼ一致したことから、弾塑性特性の影響は小さいことが明らかとなった。

**キーワード**：熱疲労，高低温水合流，Ｔ字配管，弾塑性解析，弾性追従，熱応力

## 1. 緒言

高低温水合流部の疲労き裂発生を予測するためには、ひずみ変動を同定する必要がある。本研究では、有限要素解析によりひずみ変動を算出する際の材料の弾塑性特性の影響を調べた。一般に、ステンレス鋼の疲労寿命予測には弾塑性特性を考慮するが、熱応力に対しても弾塑性特性を考慮する必要性があるかどうかが問題となる。

## 2. 解析結果

先の実験[1]で得られた配管内部の温度変動を入力に、応力とひずみの変化を有限要素解析により算出した。図 1 に示す応力変動範囲は温度変動[1]とよく対応した。疲労き裂は変動幅が大きな部位に発生すると予想されることから、変動幅が最大であった点 $P_z$ における応力の時系列変化を図 2 示す。弾性解析による平均的な応力は圧縮であったが、弾塑性解析では平均応力は零近傍となった。

弾性と弾塑性解析によるひずみ変動幅の比較を図 3 に示す。弾塑性解析によって得られるひずみ変動幅は、弾性解析のひずみ変動幅にほぼ一致した。つまり、疲労寿命予測に用いられるひずみ変動範囲の算出には、弾塑性解析が必要ないことを示している。

## 3. 結論

疲労寿命予測に必要なひずみ変動は、実験による温度変動を入力にした弾性解析により簡便に算出できることが明らかとなった。弾塑性解析はとくに必要ない。

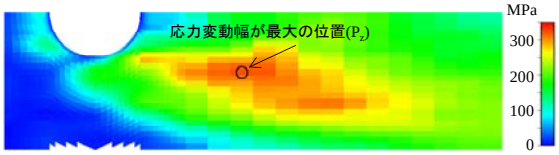



図 1 弾性解析による軸方向応力変動範囲

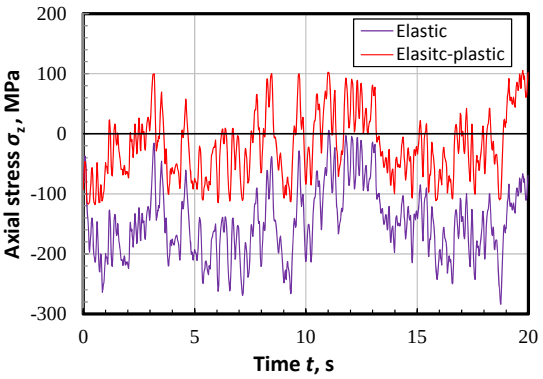



図 2 弾性および弾塑性解析による位置 $P_z$ における軸方向応力変動の時系列変化

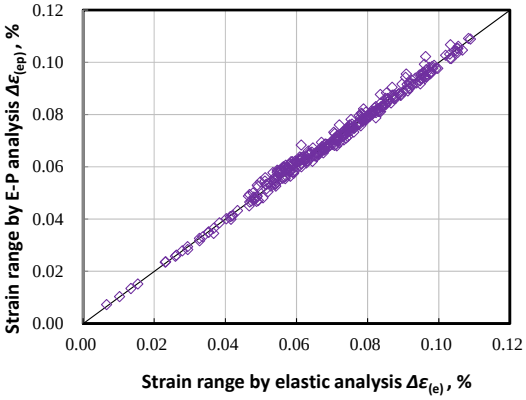



図 3 弾性と弾塑性解析のひずみ変動範囲の比較

## 参考文献

[1] 三好、歌野原、釜谷、日本原子力学会　2016 年秋の大会（その１）、(2016).

* Masayuki Kamaya[1], Koji Miyoshi[1] and Yoichi Utanohara[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：307-1 Computational Science and Engineering

Thu. Sep 8, 2016 10:20 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 1:20 AM - 3:00 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [2L01-06] Molecular simulation for material behavior and simulation tecniques for fission or MA transmutation

Chair: Yuzuru Eguchi (CRIEPI)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[2L01] First-principles Calculation of Solute Elements in Zirconium

*Mitsuhiro Itakura[1], Taira Okita[2] (1.JAEA, 2.U.Tokyo)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2L02] Modeling for an interaction between lattice defects by incorporating conservative climb motion

*Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Masaatsu Aichi[2], Mitsuhiro Itakura[3] (1.School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3.Center for Computational Science & e- Systems, Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2L03] MD simulations to evaluate effects of the material property on defect formation process under neutron irradiation

*Taira Okita[1], Yingjuan Yang[2], Mitsuhiro Itakura[3] (1.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 2.School of Engineering, the University of Tokyo, 3.Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2L04] Influence of stacking fault energies on the interaction between a void and dislocation evaluated by MD simulations

*Kohei Doihara[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3] (1.School of Engineering, the University of Tokyo , 2.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3.Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2L05] Fission dynamics of $^{236}$U based on the TDDFT

*Yoritaka Iwata[1], Satoshi Chiba[1] (1.Tokyo Institute of Technology)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2L06] MA transmutation function addition to Educational FBR Plant Design Program

*Naoto Kasahara[1], Tadao Takahashi[2] (1.Department of Nuclear Engineering and Management, 2.FBR Senior Research Laboratory)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# ジルコニウム中溶質元素の第一原理計算

First-princilpes study of solute elements in Zirconium

*板倉　充洋[1]，沖田 泰良[2]
[1]原子力機構，[2]東京大学

ジルカロイ燃料被覆管における照射損傷・照射成長について、照射欠陥と鉄・クロムなどの溶質元素の相互作用について第一原理計算を用いて評価する。

**キーワード**：ジルコニウム，第一原理計算，燃料被覆管

## 1. 緒言

ジルカロイ燃料被覆管は一定の燃焼度あるいは時間の経過の後に<c>軸方向への収縮ひずみが発生する。この過程には照射欠陥の移動・成長が関わっているが、それらと鉄・クロムなどの溶質元素との相互作用を明らかにする必要がある。相互作用は単純な原子半径差による弾性相互作用であるとは限らず、量子的な効果を正確に評価するために第一原理計算が必要となる。

## 2. 計算方法

鉄原子はジルコニウム中でクロムと共に析出しているが、照射とともに析出物から溶出し母相中へと拡散することが知られている。また鉄原子は母相中で格子間原子として存在することが第一原理計算により判明している。ただしこの鉄原子がどのように母材中を拡散するのかは様々なプロセスを想定し、それぞれについて第一原理計算を行い移動エネルギーを評価する必要があるが、これまでに網羅的に計算した例はない。例えば鉄原子が格子間原子のまま拡散していくのか、あるいは Zr の格子間原子や空孔の拡散に付随して移動するのかによって拡散定数は大きく違ってくる。本発表ではこれらの様々な可能性についてその移動プロセスの障壁エネルギーを評価した結果を示す。

---

*Mitsuhiro Itakura[1], Taira Okita[2]
[1]JAEA, [2]Univ. Tokyo.

# 保存的上昇運動を取り入れた結晶欠陥相互作用のモデル化

Modeling for an interaction between lattice defects by incorporating conservative climb motion

*早川 頌[1]，沖田 泰良[2]，愛知 正温[2]，板倉 充洋[3]

[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]東京大学人工物工学研究センター，[3]日本原子力研究開発機構システム計算科学センター

中性子照射下で形成する格子間原子集合体の挙動を再現するため、分子動力学法とモンテカルロ法を用いて集合体の保存的上昇運動を定量化した。集合体の回転運動が保存的上昇運動速度に影響を与えることが明らかとなった。

**キーワード**：モンテカルロ法、分子動力学法、照射損傷、鉄鋼材料

## 1. 緒言

原子炉構造材料の特徴としてカスケード損傷による格子間原子(SIA: Self-Interstitial Atom)集合体の形成が挙げられる。SIA 集合体は転位応力場の影響を受け転位近傍に集積するが、これら集合体の転位への吸収過程を考えた場合、特にサイズの大きい集合体に関しては保存的上昇運動が吸収プロセスの支配的なメカニズムになる[1,2]。本研究では、BCC 鉄における SIA 集合体の保存的上昇運動による刃状転位への吸収過程のシミュレーションを行う。この際、転位近傍における集合体の軌跡と形状の評価も行い、シミュレーションの入力パラメータとして用いる。

## 2. 計算方法

SIA 集合体縁部において、パイプ拡散を通した欠陥の転位側への集積が転位応力場により誘起されるが、その集積により引き起こされる集合体の重心移動を保存的上昇運動の発生と考える。この拡散過程の活性化エネルギーは分子動力学(MD)計算により求め、また転位近傍における集合体の軌跡と形状に関しては弾性論と MD 計算によって求めた。これら算出値を入力パラメータとして用いて機構論的モンテカルロシミュレーションを行った。

## 3. 結果・考察

転位近傍における集合体の挙動を MD により評価した結果、転位余剰面に対して集合体面が非平行な（回転した）状態で集合体が存在することが明らかとなった。この回転が保存的上昇運動に与える影響に関して、直径 1.6nm の集合体の回転の有無による保存的上昇運動速度の変化を図 1 に示す。なお $h_{climb}$ は上昇運動方向の転位ー集合体間距離である。$h_{climb} \geq 3$nm の領域では回転の有無が速度に影響を与えない一方で、$h_{climb} \leq 3$nm では回転による大きな速度の変化が見られる。これは集合体縁上での欠陥パイプ拡散時の転位との相互作用エネルギーの変化量が回転の影響を受けることに起因する。特に転位極近傍において回転による急激な速度上昇が見られることから、集合体の転位への吸収プロセスの評価に際して集合体の回転を取り入れる必要があることが分かった。

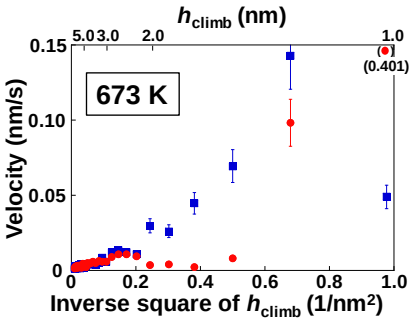



図 1　上昇運動速度（赤：集合体の回転を取り入れた場合、青：集合体の回転を取り入れない場合）

謝辞　本研究は文部科学省平成 27 年度エネルギー対策特別会計委託事業「高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発」の成果を含む。

## 参考文献

[1] B.N. Singh, N.M. Ghoniem, H. Trinkaus, Journal of Nuclear Materials, 307-311(2002)159-170.

[2] D.A. Terentyev, L. Malerba, M. Hou, Physical Review B, 75(2007)104-108.

*Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Masaatsu Aichi[2] and Mitsuhiro Itakura[3]

[1]School of Engineering, the Univ. of Tokyo, [2]Research into Artifacts, Center for Engineering, the Univ. of Tokyo, [3]Center for Computational Science & e- Systems, Japan Atomic Energy Agency

# MD 法による中性子照射下結晶欠陥形成過程に及ぼす材料物性の影響に関する検討

MD simulations to evaluate effects of the material property on defect formation process under neutron irradiation

*沖田　泰良[1]，Yang Yingjuan[2]，板倉　充洋[3]
[1]東京大学人工物工学研究センター，[2]東京大学大学院工学系研究科，
[3]日本原子力研究開発機構システム計算科学センター

MD 法により，高エネルギー中性子照射環境で構造材料に形成する空孔集合体の形態を解明した．比較的大きな集合体が形成する場合，低積層欠陥エネルギーで集合体サイズが大きくなることが明らかとなった．
**キーワード：**分子動力学法，カスケード損傷，欠陥集合体，積層欠陥エネルギー

## 1. 緒言

本研究では，積層欠陥エネルギー（SFE）が最も低い FCC 金属の一つであるオーステナイト鋼を対象として，高エネルギー中性子入射に伴う結晶欠陥形成過程の特徴的な明らかにするため，SFE のみ異なる 6 つの原子間ポテンシャル[1]を用いた分子動力学（MD）法を行った．

## 2. 計算手法

本研究で用いた原子間ポテンシャルは，SFE が 14.6~186.5 mJ/m$^2$ と異なる一方，その他の物性値は極力一定に保たれている FCC 金属原子間ポテンシャルである．PKA エネルギー ($E_{PKA}$) 1~50 keV，初期温度 100K とし，各条件で 20 ~ 40 回の繰り返し計算を行い，残存欠陥数及び欠陥集合体形態に与える SFE の影響を解析した．更に，欠陥集合体の安定形態を明らかにするため，$E_{PKA}$ = 20 keV において 1100K で 100ps のアニールを行った．

## 3. 結果・考察

図 1 には，代表的な空孔集合体を示す．比較的大きな集合体は，積層欠陥を内部に包含する Frank ループあるいは積層欠陥四面体（SFT）に近い構造をとり，特に空孔数 45 個以上からなる集合体は，その殆どが SFT となることが分かった．これらの集合体は SFE が低い場合に形成確率が上昇するため，図 2 に示すように，比較的大きな空孔集合体が形成する場合（$E_{PKA}$ = 50 keV，及び $E_{PKA}$ = 20 keV + アニール）にのみ，低 SFE で空孔集合体の平均径が上昇することが明らかとなった．

**謝辞**：本研究は文部科学省平成 28 年度エネルギー対策特別会計委託事業「高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発」の成果を含む．

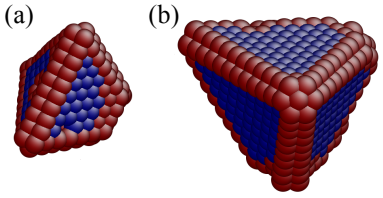



図 1 観察された空孔集合体の一例
(a) 50 keV, 44.1 mJ/m$^2$
(b) 20 keV + anneal, 14.8 mJ/m$^2$

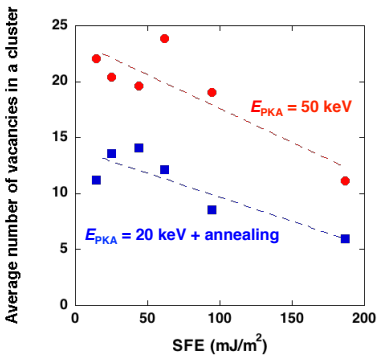



図 2 空孔集合体サイズの SFE 依存性

## 参考文献

[1] V. Borovikov et al., Modelling Simul. Mater. Sci. Eng. 23 (2015) p.16.

*Taira Okita[1], Yang Yingjuan [2] and Mitsuhiro Itakura [3]
[1] Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, [2] School of Engineering, the University of Tokyo, [3] Center for Computational Science & e- Systems, Japan Atomic Energy Agency

# MD 法を用いた原子空孔集合体-転位相互作用に及ぼす積層欠陥エネルギーの影響解明

Influence of stacking fault energies on the interaction between a void and dislocation evaluated by MD simulations

*土井原 康平[1]，沖田 泰良[2]，板倉 充洋[3]
[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]東京大学人工物工学研究センター，[3]日本原子力研究開発機構

低積層欠陥エネルギー(SFE)金属であるオーステナイト鋼に着目し、照射硬化のミクロ要因である転位-ボイド相互作用に及ぼす SFE の影響を原子レベルで解明した。
**キーワード：**オーステナイト鋼、機械的特性変化、分子シミュレーション

## 1. 緒言

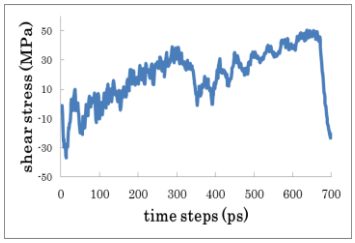
オーステナイト鋼は SFE が最も低い面心立方(FCC)金属の一つであり、SFE が温度に依存するという特徴を持つ[1]。FCC 金属中において転位は二本の部分転位に拡張しており、その拡張幅は SFE に反比例する。拡張した転位は照射下において形成されるボイドによって運動を阻害され、結果として降伏応力が上昇する(照射硬化)。本研究では、FCC 金属を対象とした MD 計算により、転位とボイドの相互作用に及ぼす SFE の影響を原子レベルの挙動から明らかにすることを目的とする。

## 2. 計算手法

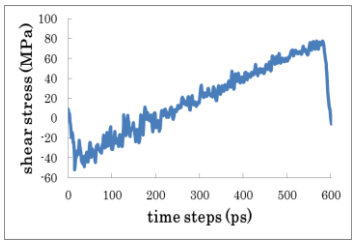
本研究における MD シミュレーションでは MD 計算コードである lammps[2]を用いた。SFE が 14.6~186.5mJ/m$^2$ と変化する一方、そのほかの物性値はほぼ同一の 6 つの FCC 金属間ポテンシャルを用い、x[1,0,-1] 41 nm, Y[1,-2,1] 40 nm, Z[1,1,1] 25 nm のセルを設定した。初期条件として b=$a_0$/2(1.0.-1)の刃状転位とボイドを配置し、ひずみを印加することで相互作用を確認した。

## 3. 結果

MD シミュレーションにおいて二つの相互作用形態が確認された。図 1 にボイド直径 2nm、温度 100K、SFE14.6、186.5mJ/m$^2$ の応力履歴を示す。図 1(a)は Double Partial Deppinning (DPD)という相互作用形態であり、先行部分転位分離時と後続部分転位分離時に対応して応力のピークが二つ観察され、それぞれの分離に時間差がある。図 1(b)は Single Perfect Deppining (SPD)という相互作用形態であり、転位が局所的に完全転位化し、先行部分転位と後続部分転位がほぼ同時にボイドから分離した。そのために応力のピークは一つだけ観察された。これらの相互作用形態は SFE、ボイド径、温度などによって異なり、ミクロ因子の抵抗強さに対応する臨界せん断応力(CRSS)の SFE 依存性は相互作用形態によって異なった。特に低 SFE においては、DPD の発生確率が高く、CRSS は小さくなる傾向にあった。



(a) 14.6mJ/m$^2$



(b) 186.5 mJ/m$^2$

図 1 各 SFE の応力履歴

謝辞：本研究は文部科学省平成 28 年度エネルギー対策特別会計委託事業「高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発」の成果を含む.

**参考文献**

[1] R. M. Latanision et al , Metallurgical Transactions , volume2(1971)505-509
[2]LAMMPS Molecular Dynamics Simulator < http://lammps.sandia.gov/>

*Kohei Doihara[1], Taira Okita[2] and Mitsuhiro Itakura[3]
[1]School of Engineering, the Univ. of Tokyo, [2]Reserch into Artifacts, Center for Engineering, the Univ. of Tokyo, [3] Japan Atomic Energy Agency

# TDDFT による $^{236}$U の核分裂ダイナミクスの計算

Fission dynamics of $^{236}$U based on the TDDFT

*岩田　順敬[1]，千葉敏[1]
[1]東京工業大学　科学技術創成研究院

空間三次元での時間依存密度汎関数計算による $^{236}$U の核分裂ダイナミクスの計算結果を紹介する。とくに核分裂中の荷電分布がどのように変化するかに主眼をおいて議論する。

**キーワード：核分裂、時間依存密度汎関数理論**

## 1. 計算手法の概要

TDDFT の枠組みは、核子一つ一つの運動を追跡することで核子多体系を実現するというもので、核子のフェルミ統計性や原子核の魔法の数の出現までを自然に取り込んで議論することができる。TDDFT 理論においては原子核の融合過程をよく記述することが確かめられてきたが、原子核の分裂過程を扱おうとするとうまくいかないことがこれまでに報告されてきた。本発表では、TDDFT 方程式に対して系統的な初期状態を与えることで、確率的に稀な状況を敢えて初期条件として与えられるように工夫することで、TDDFT 理論によって核分裂ダイナミクスを詳細に分析する。

## 2. 荷電平衡仮説の検証

TDDFT 理論は陽子と中性子の波動関数を近似することなく量子力学的に扱うという特徴を持っている。その特徴は、反応中に刻一刻と変化する陽子分布（荷電分布）や中性子分布を記述するのに適している[1]。荷電分布の時間発展に着目しながら、核分裂過程の TDDFT による計算結果[2-4]を報告する。

原子力工学の分野においては、高い利便性と系統性を兼ね備えた現象論的な理論模型が用いられてきた。それらにおいては、核分裂で生じた分裂片は必然的に荷電平衡に達しているということが仮定されてきた（荷電平衡仮説）が、分裂片の中性子・陽子比の違いは原子力工学上の非常に大きな違いとして意味を持つことが少なくない。計算結果は荷電平衡仮説の正当性を定量的に検証するために用いられる。

### 参考文献

[1] Y. Iwata, T. Otsuka, J. A. Maruhn, and N. Itagaki, Phys. Rev. Lett. (2010) 252501.
[2] Y. Iwata and S. Heinz, Exotic Nuclei, EXON-2012, World Scientific (2013) 153.
[3] Y. Iwata and S. Heinz, CERN Proceedings 2012 – 002 (2013) 241.
[4] Y. Iwata and S. Heinz, J. Phys. Conf. Ser. 420 (2013) 012012

---

*Yoritaka Iwata[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

# 教育用 FBR プラント設計プログラムへの MA 消滅機能の追加

MA transmutation function addition to FBR Plant Design Program

東京大学　*笠原直人　FBR 高等研究所　高橋忠男

教育用 FBR プラント設計プログラム FR-Design に対して、高速炉に対する近年の期待である廃棄物の減容・有害度低減を実現するための MA 消滅に関する計算機能を追加した。このプログラムにより、燃料の増殖と廃棄物の減容のバランスを含んだプラント特性を総合的に理解する俯瞰力を養うことが可能となる。

**キーワード**：高速炉、MA 消滅、プラント設計、マルチフィジックス、統合シミュレーション、教育用

**1.元プログラム**　元プログラムである FR-Design[1] は FBR プラントのシステム設計を総合的に計算する能力を有しており、プラントの特性評価に必要なマルチフィジックス計算モジュール群から構成されている。

**2. MA 消滅機能の内容**　FR-Design の巨視的断面積を計算するモジュールに、内側および外側炉心領域、軸方向および径方向ブランケット領域にそれぞれ独立した MA 添加率を設定出来る機能を追加する。この巨視的断面積の変更モジュールは、余剰反応度を維持するために必要な Pu 富化度を計算するモジュールとの間で収束計算を行うことで、プラント全体の特性計算を行う。この機能への入力例、すなわち、各領域への MA 添加率(MA adding ratio)を Table 1 の上 4 行に、出力例、すなわち、総 MA 添加量(MA total loaded amount)、MA 消滅率(MA transmutation rate、添加した MA のうちで消滅した割合)、および、MA 消滅比(MA transmutation ratio、MA 消滅量がこの炉で発生する MA 量の何基分に相当するか)をそれぞれ下 3 行に示す。この MA 消滅機能による計算結果については、公表されている MA 消滅に関する報告[2]と の良い一致を見ている。

Table 1 Program MA input/output

| | | |
|---|---|---|
| MA adding ratio | | |
| Region1 | 3.00 | % |
| Region2 | 0.00 | % |
| BlaAxi | 0.00 | % |
| BlaRad | 0.00 | % |
| MA total loading amount | 128 | kg |
| MA transmutation rate | 36.7 | % |

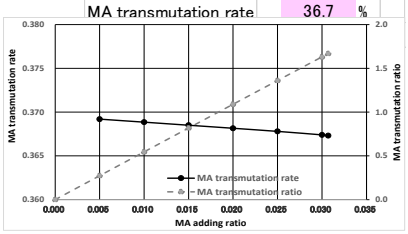



Fig. 1　MA transmutation effect for MA adding in core region 1

**3. MA 消滅計算の例**　「もんじゅ」の内側炉心領域のみに MA を添加した時の MA 消滅率および MA 消滅比の変化を Figure 1 に示す。プラントに与えられた余剰反応度と MA 添加なしの条件で定まる Pu 富化度を初期条件とすると、この場合には MA 添加率が 3.08%以上では臨界に達しないので、そこまでの計算結果を示している。ただし、燃料燃焼度はいずれも約 80GWd/t である。MA 消滅率は MA 添加率変化に対して約 37%近くでほぼ一定値であるが、 MA 消滅比は MA 添加率に対して単調に増大して約 1.6 に達していることが分かり、MA 消滅効果が大きいことが分かる。次に、各領域への MA 添加の効果を見るために、MA 添加率を一定値 3%とした場合の MA 消滅率と MA 消滅比を Fig.2 に示す。MA 消滅率は内側炉心への MA 添加のケースが 37%と最も高く、径方向ブランケットへの MA 添加は低い 17%となっている。これはブランケットの中性子束が低いためである。一方、MA 消滅比は径方向ブランケットへのケースが約 2.7 と、内側炉心への添加のケースよりも高い値を示している。これは、MA 消滅率は低くなるが、集合体数が多いブランケット内に添加できる MA の絶対量が多く、核分裂がほとんどないために中性子束が有効に MA 消滅に使用されるためと考えられる。

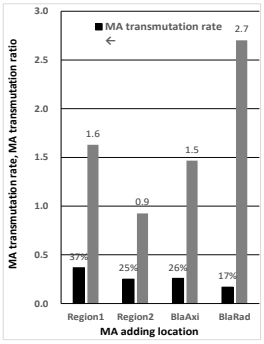



Fig. 2　MA 3% adding effect for in each region

**参考文献**：1　笠原, 高橋, ‘教育用 FBR プラント設計プログラム FR-Design の開発 原学誌 Vol.14　No.3　2015
2　K.Konashi et al ‘Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA,Zr)Hx in FBR Blanket Region’ Proceeding of Global 2015 Paper 5383, 2015

*Naoto Kasahara[1], Tadao Takahashi[2]
[1] The University of Tokyo　[2] FBR Senior Research Laboratory

General Meeting

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room L
Kumume City Plaza - Assembly Room 2

**[GM2L] 「計算科学技術部会」第20回全体会議**

[GM2L] General Meeting

General Meeting

# [GM2L]「計算科学技術部会」第20回全体会議

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

## [GM2L]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Computational Science and Engineering Division

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [PL2L] Numerical Simulations for External Hazard Evaluation

Chair: Akemi Nishida (JAEA)

[PL2L01] Introduction

*Akemi Nishida[1] (1.JAEA)

---

[PL2L02] Evaluation of Fluid Force Acted on Structure by Using Multi-Scale Particle Method

*Mitsuteru Asai[1] (1.Kyushu Univ.)

---

[PL2L03] Current Status on Numerical Simulation Methods to Evaluate Tornado Missile Hazard

*Yuzuru Eguchi[1] (1.CRIEPI)

---

[PL2L04] Aircraft Impact Assessment for Nuclear Power Plant Design

*Haruji Tsubota[1] (1.JAEA)

計算科学技術部会セッション「外部ハザード評価のための数値解析」

# （1）全体概要

(1) Introduction

*西田 明美[1]

[1]原子力機構

原子力規制委員会が定めた新規制基準への適合性審査においては、様々な外部ハザードに対する影響評価が求められている。しかし、対象とする現象のスケールが非常に大きく、また、現象の不確定性（発生頻度・発生強度）も大きいため、試験によって影響評価を行うことは困難であり、一般的に、数値解析（シミュレーション）を用いた評価が実施されている。特に、本セッションの対象とする現象に関しては、数値解析を用いた評価が有効であると考えられる（地震評価に関しては平成 25 年の企画セッションにて実施済みのため、今回のテーマからは除外）。ただし、解析を実施する場合においても、適切なモデル選択や境界条件設定といった課題が残されており、十分な説明性（妥当性）を有する解析結果を得ることは容易ではない。

本セッションでは、外部ハザード評価のための数値解析と題し、津波、竜巻、航空機衝突の 3 現象を対象としたシミュレーション評価について専門家による講演を実施し、外部ハザード評価における数値解析の適切な活用法や今後の解析精度向上に係る課題などについて議論を行う。

---

*Akemi Nishida[1]

[1]JAEA

計算科学技術部会セッション「外部ハザード評価のための数値解析」

# （2）マルチスケール粒子法による構造物に作用する津波力評価

(2) Evaluation of Fluid Force Acted on Structure by using Multi-scale Particle Method

*浅井 光輝[1]

[1]九大

## 1. マルチスケール粒子法の概要

2011 年に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う津波により，沿岸地域の多くの土木構造物に甚大な被害が発生した．現在，南海トラフ地震をはじめとする今後危惧される巨大地震に伴う津波に対して，沿岸地域の防災・減災が積極的に議論されており，構造物の津波被害を予測することのできる大規模津波シミュレーションの開発は重要である．

このような背景を受け，広範囲かつ高精度な津波解析を効率的に行うため，津波波源から沿岸域の計算は差分法などによる平面 2 次元津波解析，遡上後などの局所的な領域はナビエ・ストークス方程式に準じた 3 次元流体解析を粒子法にて行うマルチスケール粒子法による津波被害予測ツールを開発している．3 次元解析手法として粒子法を採用することで，建物群を含む複雑な地形モデルの作成が容易になるといったプリプロセスの簡略化に加え，建物周辺における砕波を含んだ激しい流れに伴う自由表面流れの変化を柔軟に再現できるといったソルバーの堅牢さを有することが利点となる．これまでに筆者らは，事前に解析した広域の 2 次元解析結果，あるいは観測データなどの情報から流入境界を設定し，3 次元粒子法による閉領域の解析を可能とするマトリックスアレイ状の仮想造波板境界処理法を開発した．この手法は，閉じた領域で 3 次元解析を実施する際，境界部に設置する仮想造波板粒子を制御することで事前に評価した流速と圧力の時系列データを境界条件として設定できるため，押し波引き波に関わらず事前解析の結果をスムーズに受け渡すことができる．また，一旦，粒子法で解析した結果をズーミングすることも可能であり，さらなる高解像度・高精度解析へと発展させることも可能となる．

本報では，粒子法そのものの流体力評価の精度の検証・妥当性確認の現状をまとめると同時に，上記マルチスケール粒子法による津波被害予測ツールの現状について報告する．

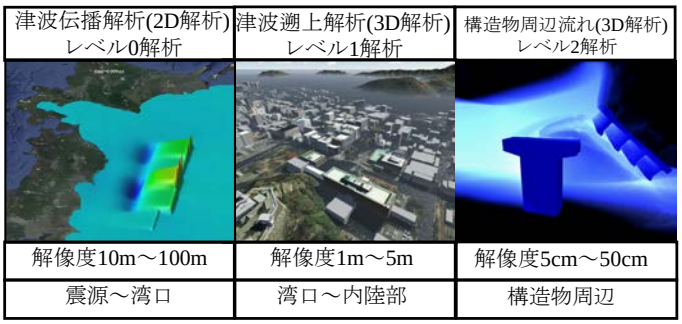



図-1 マルチスケール粒子法による津波被害予測ツール

## 2. マトリックスアレイ状仮想造波板の概要

多段階のマルチスケール粒子解析を実施するには，各スケール間を連結することを可能とするマトリックスアレイ状の仮想造波板が有効となる．図-2 には，各種造波板の概念図を示す．実験では，造板波のすべての速度を同じとする一様な造波板を用いるが，数値解析では深さ方向だけでなく水平方向に変動する

非一様な造波板により波を生成でき，さらにはマトリックス上に設置したセルをすべて独立した動きをさせるマトリックスアレイ状の造波板によれば 3 次元性を有する波まで生成できる．さらには水粒子を流入量に合わせて自由に生成あるいは消去可能な仮想造波板へと発展させることで，事前に計算した波のデータを流入あるいは流出条件に設定することができ（**図-3** 参照），押し波だけでなく引き波までがこの造波板で再現可能となる．

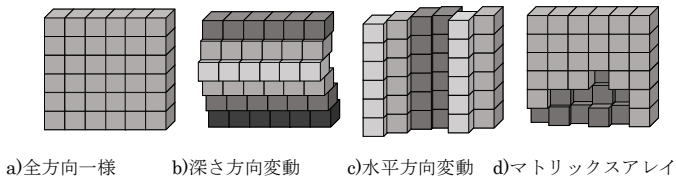



**図-2　仮想造波板のイメージ**

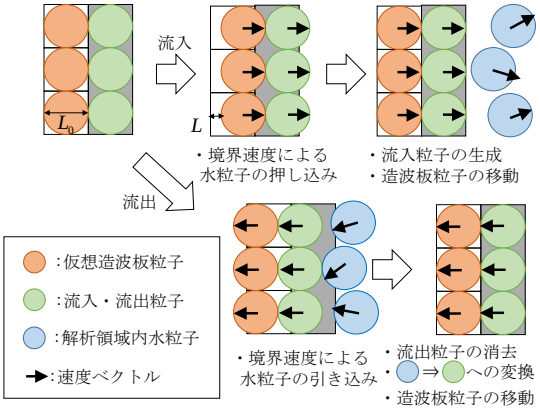



**図-3　境界における流入・流出**

**図-4** には，上記ツールにより，2 次元津波伝搬解析(レベル 0 解析)と粒子法による 3 次元津波遡上解析(レベル 1 解析)を連成した事例[1]の解析モデル図を示す．同図に示す通り，解析領域（2.4km×2.7km）の湾の入り口付近に流入領域を設定し，同一で観測されたレベル 0 解析の結果を入力条件として，レベル 1 解析を実施した．解析結果を図―5 に示す．同図上に粒子法により得られた速度コンターを示し，下は境界条件として付与した速度を示している．

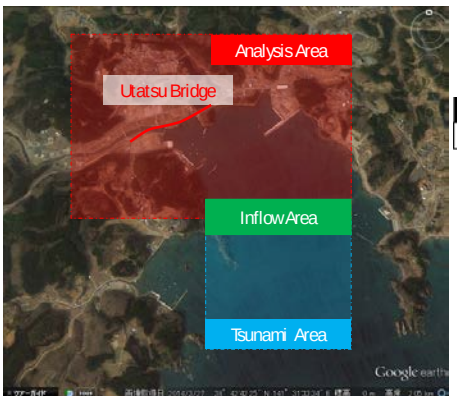



**図-4 歌津地区解析領域と流入境界**

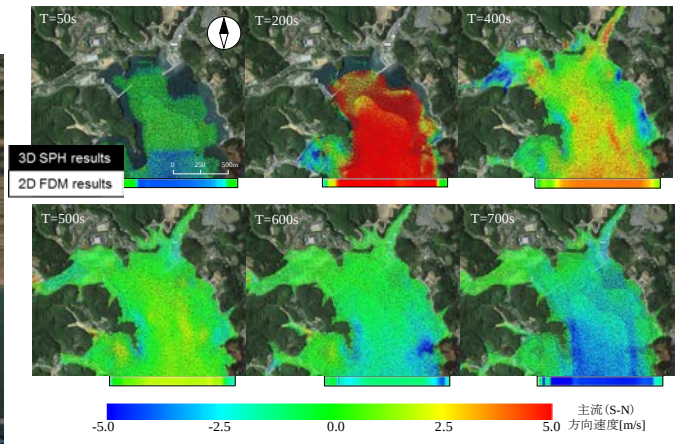
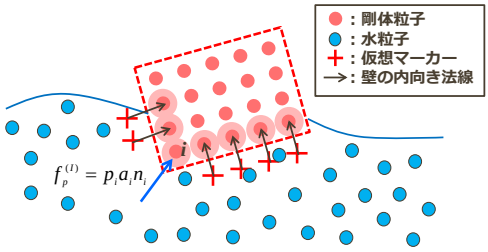



**図-5　マルチスケール津波遡上解析例**

### 3. マルチフィジックス解析による津波時流体力評価事例

先の仮想造波板を用いれば，段階的なマルチスケール解析が可能となり，最終的には構造物に作用する流体力の評価の際に必要な解像度まで到達することができる．またラグランジュ記述に基づく粒子法を解析手法として選択したメリットとして，先に示した津波遡上解析などのように複雑な幾何形状を有する問題の入力モデル作成の省力化のほかにも，構造解析との連成解析の親和性も期待できる．ここでは，津波時に発生する漂流物が構造物に衝突する解析事例を紹介する．

漂流物と構造物は**図-6** に示すように剛体を仮定し，各剛体も津波解析領域と同様に，粒子で離散化することで剛体運動を追跡することにした．まずは剛体表面で計測された圧力を積分することで，剛体としてモデル化した構造に作用する流体力を評価し，あとは剛体の運動方程式を解くことで剛体の並進運動・回転運動の両者を適切に再現できる．**図-7** に解析モデルの概観を，**図-8** には漂流物モデルの詳細を示す．解析結果を**図-9** に示す．図に示す通り構造物としては 1 階部分をピロティ構造とした場合の解析事例のみここでは示す．津波は 1 階部分の隙間に流れ込み，漂流物もそれに伴って流され，そのままビルに衝突した結果となった．他にも条件を変えて，津波力に加えて漂流物の衝突荷重の推定を試みている．




図－6　剛体に作用する流体力

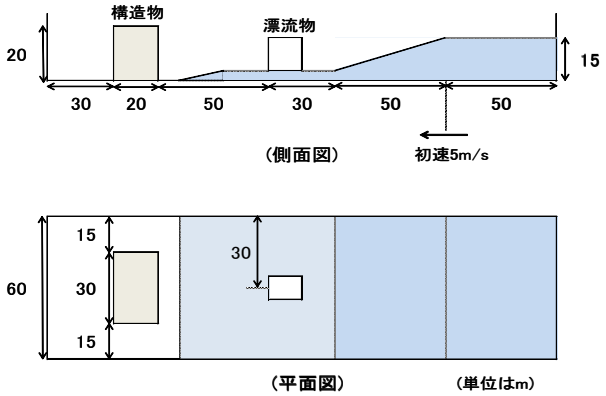



図-7 漂流物を伴う津波流体力評価事例

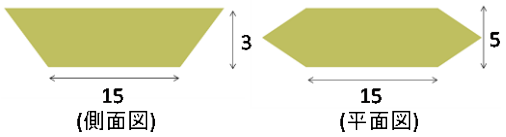
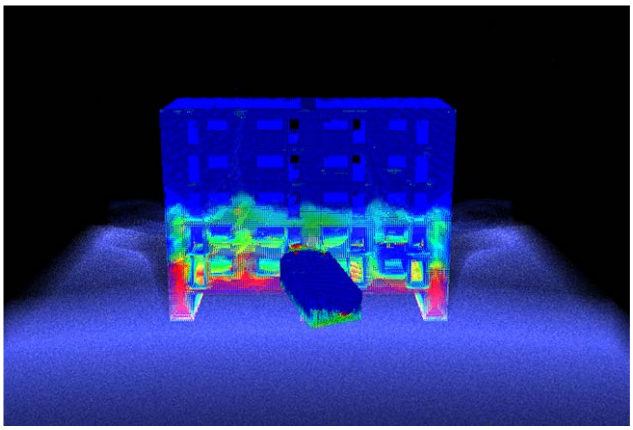



図-8　漂流物の詳細寸法



図－9 圧力測定の様子

**4. 現状と今後**

マルチスケール粒子法による津波被害予測解析ツールの枠組みは完成し，ようやく実現象に即した 3 次元解析が可能となりつつある．また実験との比較検証を通して，数値解析結果の妥当性確認を併行して行っており，解析精度についても担保している．あとは東日本大震災時の津波被害の再現を試み，実規模の被害分布がどの程度の精度で解析できているかを詳細に比較したうえで，今後危惧される巨大地震時の被害予測へと発展させる予定である．

参考文献

[1] Mitsuteru Asai, Yoshiya Miyagawa, Nur'Ain Idris, Abdul Muhari, Fumihiko Imamura, Coupled tsunami simulation based on a 2D shallow-water equation-based finite difference method and 3D incompressible smoothed particle hydrodynamics, Journal of Earthquake & Tsunami, accepted

*Mitsuteru Asai[2]

[1]Kyushu Univ.

計算科学技術部会セッション「外部ハザード評価のための数値解析」

# （3）竜巻飛来物バザード評価におけるシミュレーション利用の現状

(3) Current Status on Numerical Simulation Methods to Evaluate Tornado Missile Hazard

*江口 譲[1]

[1]電中研

竜巻によって発生する飛来物の設計速度は，米国では米国原子力規制委員会 NRC の NUREG1.76[1]において，また日本では“原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（以下，「評価ガイド」）”[2]において例示されている。この他，評価ガイド[2]に準じた方法として，表 1 に示す評価手法が PWR 電力会社や電中研で利用・開発されており，数値シミュレーションが各評価法でどのように利用されているかについて概説する。

米国で NRC の NUREG1.76[1]では，まず，竜巻の風速場をランキン渦でモデル化する。ただし，飛来物解析に用いるランキン渦モデルは，周方向成分 $V_\theta$のみが存在する通常のランキン渦モデルとは異なり，式(1)に示すような上昇風速 $V_z$ と径方向風速 $V_r$ を付け加えたモデルである[2]。なお，式(1)で $V_m$ は最大周方向風速，$R_m$ は竜巻半径を表す。この竜巻風速に竜巻の $x$ 方向移動速度 $V_{tr}$ を加えると，位置$(x, y, z)$ ，時刻 $t=T$ における風速ベクトル$(V_{w,x}, V_{w,y}, V_{w,z})$は式(2)で表される。

$$\begin{pmatrix} V_r \\ V_\theta \\ V_Z \end{pmatrix} = \min\left(\frac{r}{R_m}, \frac{R_m}{r}\right) \times \frac{V_m}{\sqrt{5}} \begin{pmatrix} -1 \\ 2 \\ 4/3 \end{pmatrix} \quad (1) \qquad \begin{pmatrix} V_{w,x} \\ V_{w,y} \\ V_{w,z} \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} V_r \cos\theta - V_\theta \sin\theta \\ V_r \sin\theta + V_\theta \cos\theta \\ V_z \end{pmatrix} + \begin{pmatrix} V_{tr} \\ 0 \\ 0 \end{pmatrix} \quad (2)$$

ただし，$r=\{(x-V_{tr}T)^2+y^2\}^{1/2}$ であり，$\theta$は竜巻中心$(V_{tr}T,0)$から位置$(x, y)$ の線分が $x$ 軸となす角度である。

NUREG1.76[1]では，物体運動に関しては，方向性を持たない平均抗力と重力が飛来物に作用すると仮定して，以下の方程式で飛来物の運動を計算している[3]。

$$\frac{dV_{M,x}}{dt} = \frac{1}{2}\rho\frac{C_D A}{m}\sqrt{(V_{w,x}-V_{M,x})^2+(V_{w,y}-V_{M,y})^2+(V_{w,z}-V_{M,z})^2}\,(V_{w,x}-V_{M,x}) \quad (3a)$$

$$\frac{dV_{M,y}}{dt} = \frac{1}{2}\rho\frac{C_D A}{m}\sqrt{(V_{w,x}-V_{M,x})^2+(V_{w,y}-V_{M,y})^2+(V_{w,z}-V_{M,z})^2}\,(V_{w,y}-V_{M,y}) \quad (3b)$$

$$\frac{dV_{M,z}}{dt} = \frac{1}{2}\rho\frac{C_D A}{m}\sqrt{(V_{w,x}-V_{M,x})^2+(V_{w,y}-V_{M,y})^2+(V_{w,z}-V_{M,z})^2}\,(V_{w,z}-V_{M,z}) - g \quad (3c)$$

ただし，$(V_{M,x}, V_{M,y}, V_{M,z})$ は飛来物の速度ベクトル，$C_DA/m$ は飛行定数(定義は文献[3],p.16 の式(25)を参照)，$g$ は重力加速度を表す。初期条件として物体は高度 40m の特定位置$(R_m,0,40)$ [m]に静止し，この物体が地面に落下するまでに達した最大水平速度を設計飛来物速度 $V_h$ と定義している。

一方，評価ガイド[2]では，LES（Large-eddy simulation）で作成された竜巻風速場の中に，高さ 40m の広範な位置から多数の物体を落下させて，式(3a)-(3c)に基づき飛来物の運動を計算している[4][5]。これらの運動物体が落下するまでに達した各物体の最大水平速度の中の最大値を設計飛来物速度 $V_h$ と定義している。

以上より，日米のガイドの評価法では，竜巻の風速場と飛来物の初期条件が異なっていることが分かる（表 1)。その結果，両ガイドの掲載値を飛行定数の関数としてプロットすると図 1 のようになり，米国のガイドの竜巻条件（半径 45.7m, 最大風速 103m/s）が日本のガイドの竜巻条件（半径 30m,最大風速 100m/s）よりも厳しいにもかかわらず，日本の設計飛来物速度が逆に大きい値となっている。この原因の一つとして数値シミュレーションの観点から指摘すべき点としては，日本の評価ガイド[2]の風速場は時間・空間平均風速が 100m/s になるようにスケーリングされている点である[5]。つまり，竜巻の最大風速は藤田スケー

ルに応じた特定の平均時間のガスト風速で定義すべきであり，長時間平均・空間平均のアンサンブル風速とは異なる点である。具体的には，評価ガイド[2]の LES 風速場を藤田スケール F4（最大風速 100m/s）の平均時間（4 秒）に Durst 曲線（図 2）で換算すると，評価ガイド[2]の LES 風速場は 1.5x84+16=142m/s 程度の最大風速の竜巻に相当することになる。このような過度に保守的な竜巻条件を用いていることが，評価ガイド[2]の設計飛来物速度が米国の値[1]よりも大きくなっている原因の一つである。

電中研では，実際の竜巻風速場に近いフジタモデル[6]を利用し，地上面を含めた任意の高度に物体を初期配置して，流体抗力・重力および地面効果による揚力を考慮して物体の運動を計算する手法（ソフトウエア名：TONBOS）を開発した[7]。この手法は，実際の物体設置高度を反映することができ，自動車などの評価値が米国 NRC ガイドの掲載値とも整合しており，より合理的な評価手法であると考えられる。

表１　各機関で開発・利用されている竜巻飛来物評価法

| 機関名 | 仮定する風速場 | 物体初期高度 $z$ | 物体初期位置$(x, y)$ | 飛来物の運動モデル |
|---|---|---|---|---|
| 米国 NRC[1] | ランキン渦モデル 式(1), (2) | 地面から 40m ($z$=40m) | $(R_m,0)$の位置 | 式(3a)-(3c)<br>・３自由度並進運動方程式を基礎式とする<br>・平均抗力と重力を外力とする<br>・地面効果による揚力を考慮（電中研モデル[7]のみ） |
| 国内 PWR 電力会社 | | | 最大水平速度が発生する位置 $(x_{max}, y_{max})$ | |
| 原子力規制委員会[2]，[4]，[5] | 非定常乱流渦(LES) | | | |
| 電中研[7] | フジタモデル[6] | 実際の物体の設置高度 | | |

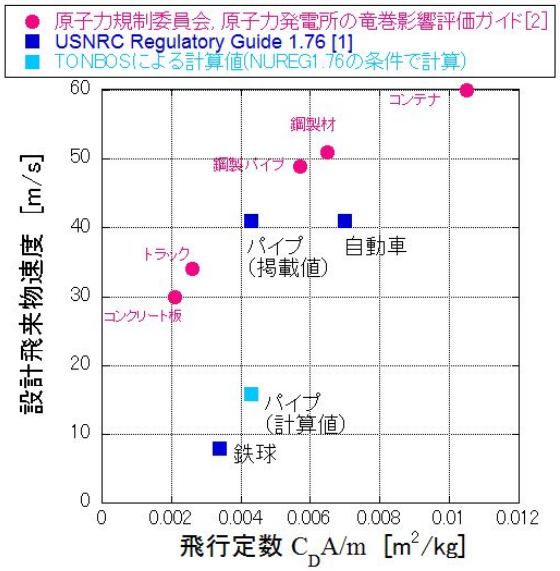



図１　日米ガイドの設計飛来物速度の掲載値

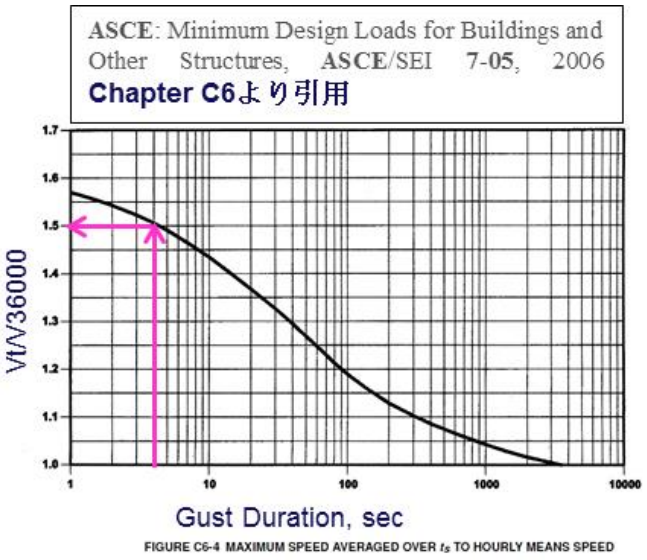



図２　１時間平均風速に対する風速増倍率(Durst 曲線)

参考文献

[1] U.S. Nuclear Regulatory Commission: Regulatory Guide 1.76, Design-Basis Tornado and Tornado Missiles for Nuclear Power Plants, Revision 1, March 2007.

[2] 原子力規制委員会，原子力発電所の竜巻影響評価ガイド，原規技発第 13061911 号, 2013 (改正：原規技発第 1409172 号, 2014).

[3] Simiu, E. and Cordes, M., Tornado-Borne Missile, NBSIR 76-1050, 1976.

[4] 東京工芸大学，平成 21～22 年度原子力安全基盤調査研究(平成 22 年度) 竜巻による原子力施設への

影響に関する調査研究，独立行政法人原子力安全基盤機構委託研究 成果報告書, 2011.

[5] Maruyama, T., Simulation of flying debris using a numerically generated tornado-like vortex. Journal of Wind Engineering and Industrial Aerodynamics, vol.99(4)，pp.249-256，2011.

[6] Fujita, T. T., Workbook of tornadoes and high winds for engineering applications, U. Chicago, 1978.

[7] 江口譲，杉本聡一郎，服部康男，平口博丸，「竜巻による物体の浮上・飛来解析コード TONBOS の開発」，電力中央研究所研究報告 N14002, 2014.

---

*Yuzuru Eguchi[1]

[1]CRIEPI

計算科学技術部会セッション「外部ハザード評価のための数値解析」

# （4）航空機衝突に対する原子力発電施設の耐衝撃設計

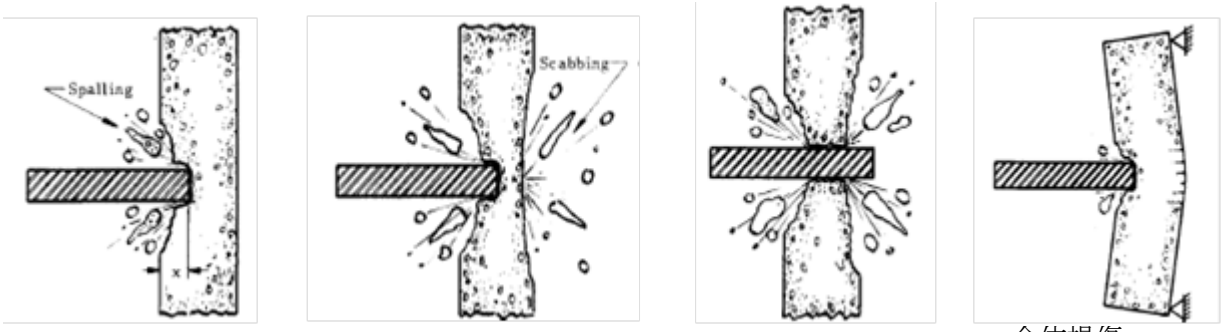
(4) Aircraft impact assessment for nuclear power plant design

*坪田 張二[1]

[1]原子力機構

## 1. 既往研究の概要

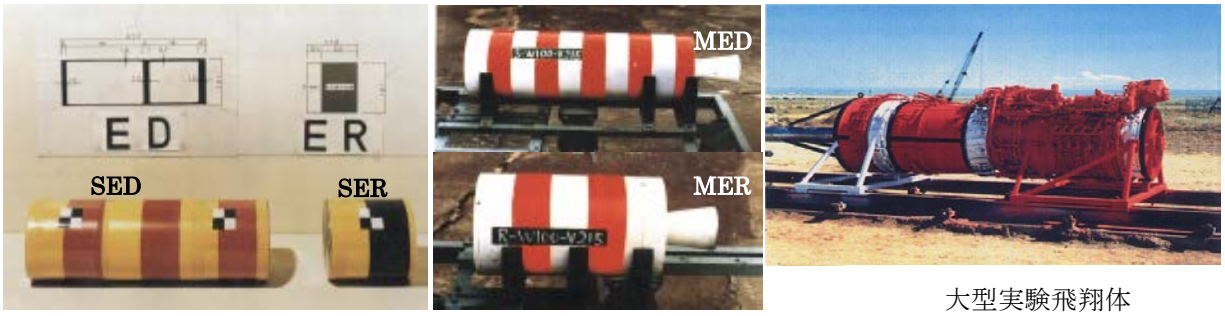
本稿では、航空機衝突に対する原子力発電所の耐衝撃設計にかかわる分野の既往研究および最近の研究動向について概説する。航空機衝突に対する原子力発電施設の耐衝撃設計では、図 1 に示すように航空機の構造の中で特に剛性が高いエンジン部分の衝突による局部損傷（貫入、裏面剥離、貫通）および柔構造物である航空機全体が衝突した場合の全体損傷（パンチング破壊、全体曲げ破壊等）の重要性が認識されている。




貫入(Penetration)　裏面剥離(Scabbing)　貫通(Perforation)　全体損傷 (Overall Response)

図1　飛翔体の衝突によるコンクリート構造物の損傷・応答[1)]

このうち局部損傷評価に関しては、古くは1940年ごろから軍事研究をもとにACE式、NDRC式、修正Petry式、BRL式、Anmann & Whitney式、修正NDRC式、BRL式等の実験式が提案された。その後、1970年代後半から原子力発電施設を対象として、竜巻による飛翔体、あるいは事故により生じるタービンブレード等の飛翔体を対象とした実験結果をもとに、Bechtel式、Kar式、Degen式、Chang式、Haldar & Miller式等が提案された。ただし、これらの評価式はおもに衝突時に変形しない剛飛翔体を対象として導かれた評価式である。なお、これらの評価式の概要については、R. P. Kennedy [1)]、Q. M. Li et al.[2)]等によりまとめて報告されている。




小型実験飛翔体（縮尺 1/7.5）　中型実験飛翔体（縮尺 1/2.5）　大型実験飛翔体 （実物 GE-J79 エンジン）

写真1　小型実験・中型実験・大型実験で用いた飛来物[3)]

一方、本報で対象とする飛翔体である航空機のエンジンは、衝突時に飛翔体自身が変形する柔飛翔体に分

類され、前述で紹介した剛飛翔体を対象とした実験式の適用は不可能である。このような背景のもとに、Sugano, Tsubota 等[3)4)]は航空機エンジンの衝突により生じる鉄筋コンクリート板の局部損傷を定量的に評価し得る評価式（実験式）を確立する目的で、飛翔体の種類（剛飛翔体、柔飛翔体）、衝突速度、ターゲットである鉄筋コンクリート板の板厚等をパラメータとした、小型実験（縮尺1/7.5）・中型実験（縮尺1/2.25）およびF4-Phantom 戦闘機搭載の実物エンジンを用いた大型実験の一連の衝撃実験を実施した。これらの実験で用いた飛翔体を写真１に示す。これらの実験結果をもとに航空機エンジンの衝突による柔飛翔体自身の変形・損傷によるエネルギー消費を考慮した局部損傷低減係数（$\alpha_p$, $\alpha_s$）を導入した次式の局部損傷評価式を提案した。

貫通限界厚さ＝$\alpha_p$×(Degen式で算定される限界厚さ)　　$\alpha_p$＝0.65　　(1)

裏面剥離限界厚さ＝$\alpha_s$×(Chang式で算定される限界厚さ)　　$\alpha_s$＝0.60　　(2)

一方、原子力発電所施設を対象とした航空機機体全体の衝突に関する研究は1960年ごろよりヨーロッパを中心に進められた。その中でも1968年にRieraにより提案[14)]された航空機衝突により生じる衝撃荷重時刻歴関数算定法は「Riera Model」として欧米の既往の原子力発電所の耐衝撃設計に用いられてきた。この Riera Modelは、剛な壁に航空機が直角に初速度V0で衝突し、機体前方より順次圧壊・座屈した場合に生じる衝撃荷重の時刻歴関数を算定する手法であり、次式で表示される。

$$F(t)=Pc[x(t)]+\mu[x(t)]\cdot V(t)^2 \quad (3)$$

F(t):衝撃荷重の時刻歴関数

Pc(x):機体先頭からxの距離における機体の座屈・圧壊強度

μ(x): 機体先頭からxの距離における機体質量分布

V(t)：機体の残存部分の速度

これに対し、Sugano, Tsubota 等[5)]は1988年に剛な壁に航空機が衝突した時の衝撃荷重を実験的に評価する目的で、総重量19.0tonの実物のF4-Phantom戦闘機を衝突速度215m/s で衝突させる衝撃実験を、米国のSandia National Laboratoriesで実施した。写真2に実物F4-Phantom戦闘機の衝撃実験の実験状況を示す。またこの実験計測データから評価された衝撃荷重時刻歴関数を図2に示す。最終的には、この実験の結果から、既往のRiera Model に新たに衝撃有効質量係数を導入した次式に示す修正 Riera Model を提案した。

$$F(t)=Pc[x(t)]+\alpha\cdot\mu[x(t)]\cdot V(t)^2 \quad (4)$$

$\alpha$：衝撃有効質量係数　ただし　$\alpha$＝0.9



写真２　F4-Phantom 戦闘機を用いた衝撃実験状況 [5)]

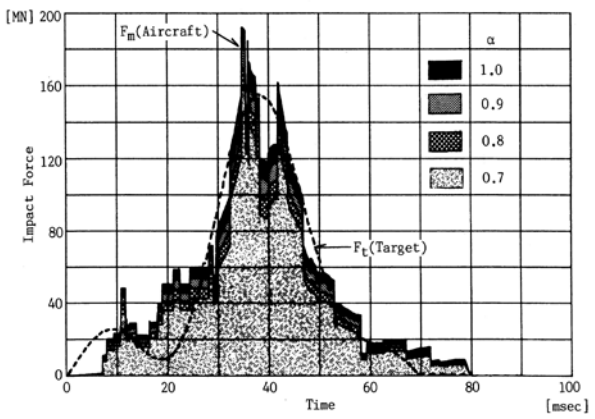



図２　実験計測結果から評価された衝撃荷重 [5)]

**2. 航空機衝突に関する最近の研究動向**

原子力発電施設の航空機衝突に関する最近の研究としては解析研究が多数を占めている。中でも、LS-DYNA, AUTODYN, ABAQUS, ADINA等の汎用衝撃解析ソフトを用いた大規模なシミュレーション解析の研究が中心となっている。これらのシミュレーション解析を分類すると、①航空機が剛壁に衝突したときに生じる衝撃荷重を評価する解析、②衝撃荷重時刻歴をターゲットである原子力発電所あるいはその構成部材である壁板に作用させてターゲットの応答・損傷を時刻歴応答より評価する解析(Force-History Method)、③飛翔体である航空機およびターゲットである構造物共にモデル化し、航空機に衝突速度・角度等を与えて両者の相互作用を考慮した衝撃解析手法(Missile–Target Interaction Analysis Method)の3種類に分類される。ここではこれら3種類の解析例のいくつかを紹介する。

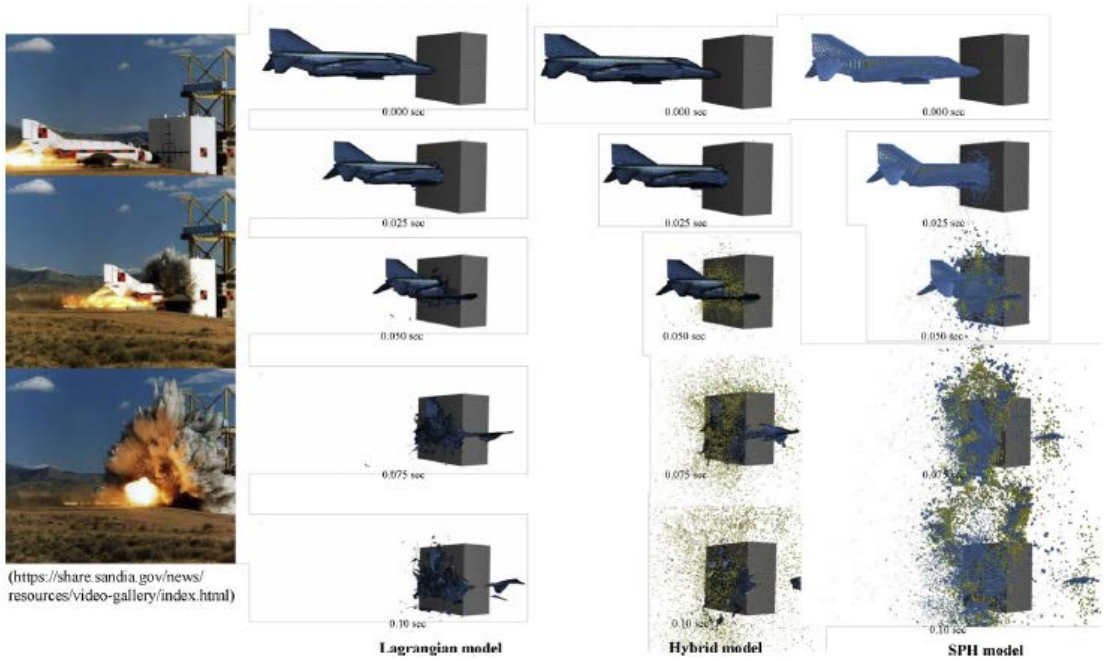



図3　F4-Phantom衝撃実験の3種類のモデル化によるシミュレーション解析結果[7)]

① 衝撃荷重の評価解析に関する解析研究例

まず航空機が剛壁に衝突した場合に生じる衝撃荷重評価の解析研究の多くは前述したF4-Phantom戦闘機を用いた実大衝撃実験を対象としてそのシミュレーション解析を実施している。Itoh et al.[6)]はAUTODYNを用いて前述のF4-Phantom戦闘機を用いた実大衝撃実験のシミュレーション解析を行った。解析では機体の材料をアルミニュームと設定し、Johnson-Cook Modelを採用し、ターゲットのコンクリートにはRHT Modelを適用して、実験で得られた航空機の破壊状況及び衝撃荷重時刻歴を精度よく評価できることを示している。またLee et al.[7)]も同じようにF4-Phantom戦闘機の衝撃実験をLS-DYNAを用いてシミュレーション解析を実施した。ここでは機体も燃料も通常のShell要素でモデル化した Lagrangian Model、機体はLagrangian Modelで燃料はSPH Modelを用いたHybrid Model、機体も燃料もすべてSPH Modelにした3ケースについて解析し、さらに機体の材料のErosionを規定する破壊ひずみの限界値（Erosion Factor）を数種類に変動させたパラメトリック解析を実施した。図3にこの3ケースの解析モデルによる破壊進展状況のシミュレーション解析結果の比較を示す。さらに前章で示したF4-Phantomの実大衝撃実験結果から導入された衝撃有効質量係数である$\alpha$＝0.9の妥当性もシミュレーション解析からも評価している。

② Force-History Methodを用いた航空機衝突解析研究例

Abbas et al[8]はRiera Modelを用いて算定されたF4-Phantom、Boeing 707-32およびFB-111戦闘機の剛壁衝突時の衝撃荷重時刻歴を、半球状ドームとその下部の円筒形で構成される原子力発電所の格納容器外壁に作用させた場合の時刻歴動的応答解析を実施し、ドーム部分と円筒形部分の境界位置に航空機が水平に衝突した場合が最も厳しい衝突条件であることを示した。また最近の研究では、Frano and Forasassi[9]は、IRIS型の格納容器構造に、F4 Phantom、Boeing 707、Boeing 747の衝撃荷重を与えて、衝撃解析を実施した。その結果、F4-PhantomよりもBoeing 747のほうがターゲットの与える損傷が大きくなるが、いずれの場合も格納容器の構造安全性は損なわないことが確認されている。

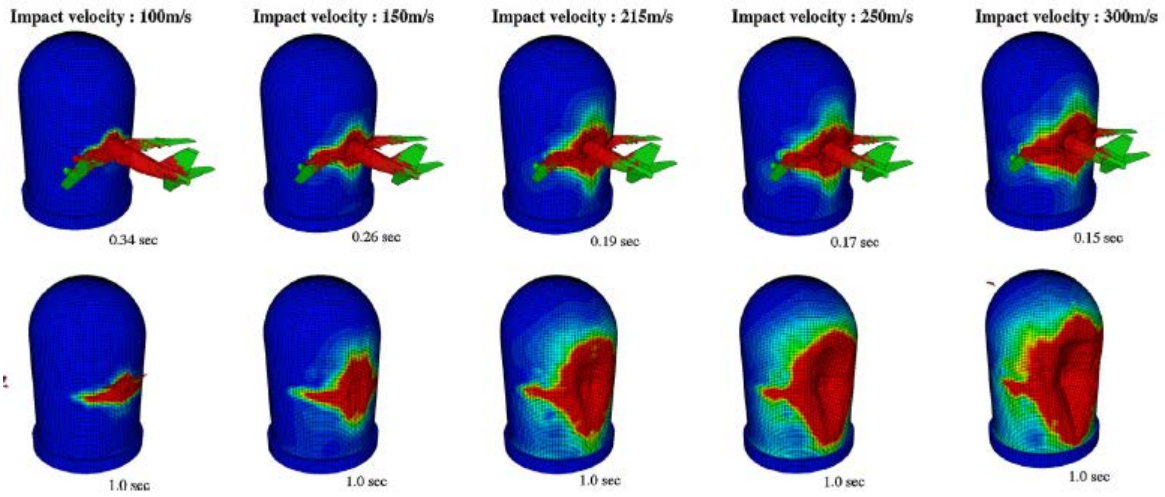



図4 Boing 747の衝突速度によるPSコンクリート造格納容器の損傷状況の比較[11]

③ Interaction Methodを用いた航空機衝突解析研究

Jin et al.[10]はエンジンの詳細モデルも含めたB767の精緻な有限要素モデルをABAQUSを用いて作成し、格納容器建屋へ衝突したときのミサイル・ターゲットの相互作用を考慮したInteraction Methodによるシミュレーション解析を実施し、局部損傷および全体損傷を評価した。また Lee et al.[11]はBoeing 747がPSコンクリート造の格納容器に衝突した場合のシミュレーション解析を実施した。解析では、図4に示すように、航空機の衝突速度・角度・位置をパラメータとしたInteraction Methodを用い、それぞれのパラメータが格納容器の損傷に及ぼす影響を検討している。またInteraction Methodから評価される衝撃荷重は、Riera Methodで評価される衝撃荷重よりも小さくなることを示し、Riera Methodが衝撃荷重を安全側に評価する手法であるとしている。なおここで紹介した研究以外に、Interaction Methodによる解析研究は多くの研究者[12][13]によりなされている。

### 3. まとめ

以上、高い安全性が要求される原子力発電所施設の航空機衝突に関して、既往研究の概要および最近の研究事例を紹介した。特に、近年の構造解析ソフト技術の進展により、今まで困難であった航空機衝突の衝撃現象の詳細なシミュレーション解析が可能となり、その結果航空機衝突に対する原子力発電所施設の構造安全性が精度よく評価可能となった。

参考文献


1 R. P. Kennedy (1976): A Review of Procedures for the Analysis and Design of Concrete Structures to Resist Missile Impact Effects, Nuclear Engineering and Design, No. 37, 183-203

2 Q. M. Li, S. R. Reid, H. M. Wen, A. R. Telford (2005): Local Impact Effects of Hard Missiles on Concrete Targets, International Journal of Impact Engineering, No. 32, 224-284

3 T. Sugano, H. Tsubota et al. (1993): Local Damage to Reinforced Concrete Structures Caused by Impact of Aircraft Engine Missiles Part 1. Test Program, Method and Results, Nuclear Engineering and Design, No. 140, 387-405

4 T. Sugano, H. Tsubota et al. (1993): Local Damage to Reinforced Concrete Structures Caused by Impact of Aircraft Engine Missiles Part 2. Evaluation of Test Results, Nuclear Engineering and Design, No. 140, 487-423

5 Sugano T., Tsubota H. et al. (1993): Full-Scale Aircraft Impact Test for Evaluation of Impact Force, Nuclear Engineering and Design, Vol. 140, 373-385

6 Itoh M., Katayama M., Rainsberger R. (2005): Computer Simulation of an F-4 Phantom Crashing into a Reinforced Wall, 2nd International Conference on Computational Ballistics, 207-217

7 Lee K., Jung J. W., Hong J. W. (2014): Advanced Aircraft Analysis of an F-4 Phantom on a Reinforced Concrete Building, Nuclear Engineering and Design, Vol. 273, 505-528

8 Abbas H. et al. (1996): Aircraft Crash upon Outer Containment of Nuclear Power Plant, Nuclear Engineering and Design, Vol. 160, 13-50

9 Frano R. L., Forasassi G. (2011): Preliminary Evaluation of Aircraft Impact on a Near Term Nuclear Power Plant, Nuclear Engineering and Design, Vol. 241, 5245-5250

10 Jin. B. M. et al. (2011): Development of Finite Element Method of Large Civil Aircraft Engine and Application to the Localized Damage Evaluation of Concrete Wall Crashed by Large Civil Aircraft, Trans. 21th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Div. V, 1-8

11 Lee K., Han S.E., Hong J.W. (2013): Analysis of Impact of Large Commercial Aircraft on a Prestressed Containment Building, Nuclear Engineering and Design, Vol. 265, 431-449

12 Katayama M., Itoh M., Rainsberger R. (2004): Numerical Simulation of Jumbo Jet Impacting on a Thick Concrete Walls – Effects of Reinforcement and Wall Thickness, In the Second Asian Conference of High Pressure Research, Nara, Japan

13 Lee H.K., Kim S.E. (2013): Erosion Sensitivity Assessment of SC Walls under Aircraft Impact, Trans. 22th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Di. V

14 J. D. Riera (1968): On the Stress Analysis of Structures Subjected to Aircraft Impact Force, Nuclear Engineering and Design, Vol. 8, 415-426



*Haruji Tsubota[1]

[1]JAEA

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：307-1 Computational Science and Engineering

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [2L07-11] Effect of external hazard such as earthquake on the material and construction

Chair: Taira Okita (Univ. of Tokyo)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [2L07] A Study for evaluating method on local damage to RC panels subjected to oblique impact

Analytical study on perforation damage to RC panels caused by impact of soft missiles

*Akemi Nishida[1], Yoshimi Ota[1], Haruji Tubota[1] (1.JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [2L08] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part2: Nuclear building system, reactor vessel and piping

*Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Zhihong Guo[1], Hidemasa Yamano[1], Tsuyoshi Takada[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.University of Tokyo)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [2L09] Large-scaled parallel visualization for distributed simulation results of structure assembly for estimating a nuclear facility under seismic wave

*Zhihong Guo[1], Akemi Nishida[1], Byunghyun Choi[1], Norihiro Nakajima[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [2L10] Occurrence conditions under excessive seismic loadings in terms of input frequency

*Ryota SAKEMI[1], Yamato KATSURA[1], Bari Md Abdullah Al[1], Takuya SATO[1], Naoto Kasahara[1] (1.Univ. of Tokyo)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

### [2L11] Evaluations of RPV stress intensity factor during PTS events

*Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[2] (1.Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2.Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

# 斜め衝突を受ける RC 版の局部損傷評価手法に関する研究
## -柔飛翔体の衝突による貫通現象の検討-

A Study for evaluating method on local damage to RC panels subjected to oblique impact
-Analytical study on perforation damage to RC panels caused by impact of soft missiles-

*西田　明美，太田　良巳，坪田　張二
日本原子力研究開発機構

本稿では、柔飛翔体の衝突実験のシミュレーション解析によりモデルの妥当性を検証するとともに、斜め衝突による数値シミュレーションを実施し、得られた知見について報告する。
**キーワード：**柔飛翔体、局部破壊、衝突実験、垂直衝突 シミュレーション

### 1. 緒言
飛翔体の衝突に伴う構造物の局部破壊については、その破壊様式に応じて多くの評価式が提案されている。既往の評価式は、構造物に対して垂直に衝突する実験から導かれた実験式が主であり、斜め衝突に関する研究はほとんど行われていないのが現状である。そこで本研究では、実験結果およびシミュレーション結果に基づき斜め衝突に対する評価式を提案することを目標とする。本稿では、柔飛翔体の衝突による貫通現象のシミュレーション解析とその解析結果から得られた知見について述べる。

### 2. シミュレーション解析概要
まずは柔飛翔体による既往局部損傷実験結果のシミュレーションによる再現解析を実施した。解析は LS-DYNA R7.1.2 を用いて行った。

文献[1]を基に板構造モデルおよび柔飛翔体モデルを作成した。モデルの形状及び主要寸法を図 1 に示す。コンクリート材料モデルは LS-DYNA の MAT_084 (Winfrith モデル)を使用した。鉄筋の真応力-真塑性ひずみ曲線は降伏点および引張強度点を通る指数則を仮定して決定し、鋼材のひずみ速度依存性を考慮した。

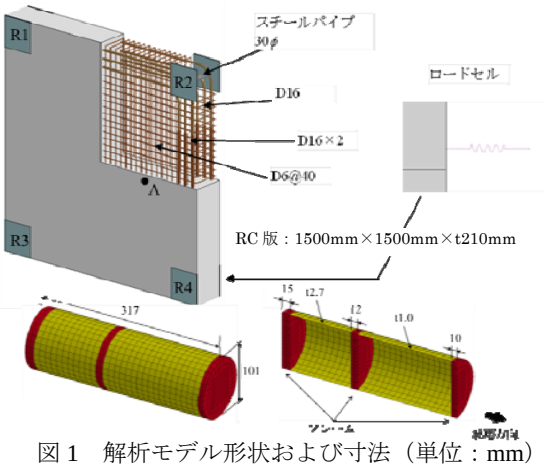


図 1　解析モデル形状および寸法（単位：mm）

### 3. 解析結果
#### (1) 反力履歴
試験結果と解析結果の裏面隅角部の反力履歴の比較例を図 2 に示す。ピーク値周辺はほぼ良好な相関を示している。

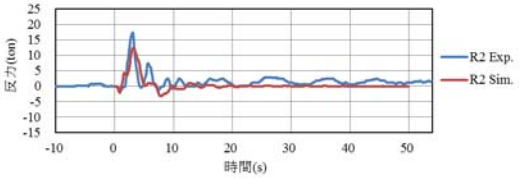


図 2　RC 版試験体反力履歴の比較の例（R2 裏）

#### (2) 鉄筋ひずみ履歴
RC 版試験体の D6 鉄筋のひずみ計測値と解析結果の比較を行った。その結果の例を図 3 に示す。比較結果はおおむね良好な相関を示している。

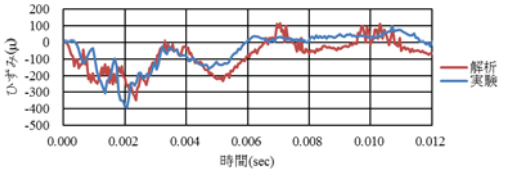


図 3　鉄筋ひずみ履歴の比較の例（A 点）

### 4. 結論
既往実験のシミュレーションによる再現解析を実施し、解析手法の妥当性を確認した。今後、本手法を用いて柔飛翔体の斜め衝突による貫通現象を検討する予定である。予備検討として、同条件で 45 度衝突による貫通現象のシミュレーション解析を実施した。図 4 に貫通終了後のエネルギー分担率を示す。垂直衝突と 45 度衝突ではエネルギー分担率に違いが現れていることを確認できる。今後、さまざまな条件で解析を実施し、検討をすすめる予定である。

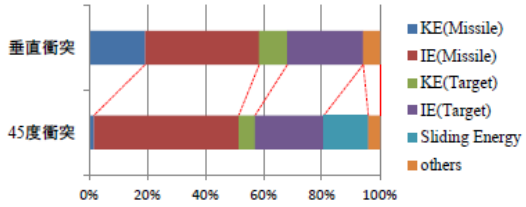


図 4　エネルギー分担率
（KE：運動エネルギー、IE：内部エネルギー）

### 参考文献
[1] Sugano et al., Local damage to reinforced concrete structures caused by impact of aircraft Engine missiles Part 1. Test programprogram, method and results, Nuclear Engineering and Design 140, 1993, pp. 387-405.

*Akemi NISHIDA, Yoshimi OHTA and Haruji TSUBOTA
Japan Atomic Energy Agency（JAEA）

# 原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 その 2: 建屋システムと原子炉容器・配管の検討

Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants Part2: Nuclear building system, reactor vessel and piping

*崔 炳賢[1]，西田 明美[1]，郭 智宏[1]，山野 秀将[1]，高田 毅士[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京大学

本研究では、原子力発電所プラントの安全性確保のためにプラントをトータルシステムとして取り扱い、リスク概念と深層防護の考え方に基づいて様々なクリフエッジ状態を特定・定量化し、これらを回避する技術を開発することを目的としている。本稿では、クリフエッジ回避に向けた建屋システムおよび原子炉容器・配管の予備的解析・評価の結果について報告する。

**キーワード**：地震時要求性能，クリフエッジ，プラント地震時挙動，建屋システム，原子炉建屋，免震重要棟，原子炉容器・配管

## 1. 緒言

地震時における原子力発電プラント全体の安全性確保のために、様々なクリフエッジ状態の特定とそれらの回避方策の検討に必要な予備的解析や評価を実施した。

## 2. 建屋システムのクリフエッジ回避技術

建屋システムのクリフエッジ回避技術では、応答解析を行う対象施設を設定し、モデルデータの整備および予備的解析を行った。具体的には、現実のサイトに設置された仮想的なプラントを設定することとし、文献等をもとに標準的な原子炉建屋および免震重要棟を対象としてモデル化を実施した。特に、クリフエッジを特定するために必要となる建屋の弾塑性モデルデータを整備するとともに、建屋への免震装置の組込みを実施した。また原子炉建屋に対し、設計用モデルである質点系モデルと３次元詳細モデルの双方で大入力時の予備的弾塑性解析を実施し、モデルによる応答の違いについて検討を行った。その結果、入力が大きいほどモデルの違いによる差異が大きくなることを確認した。

## 3. 原子炉容器及び配管のクリフエッジ回避技術

既往の地震 PRA 及びフラジリティ評価等を調査・整理し、クリフエッジ回避対策の項目を摘出するとともに、原子炉容器・配管の地震時挙動を調査・整理し、破損モードを設定した。また、水平免震の採用、積層ゴムの非線形特性の適切な設定及び水平方向の減衰機能の強化を取り込む対策を前提として、原子炉容器・配管を質点系でモデル化し、予備的なフラジリティ評価を行い、これらの対策が、重大な事象の発生条件を地震動の高い側に移動させるという意味で、クリフエッジ回避対策として有効であることを確認した。

## 4. まとめ

地震時におけるプラントのクリフエッジ状態の特定のために、建屋システムのモデルデータ整備と予備的弾塑性解析、および、原子炉容器・配管の予備的なフラジリティ評価を実施した。今後は、プラント全体系に係るクリフエッジを特定・定量化し、これらを回避する技術を開発することを目指す。

**謝辞**　本研究報告は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の成果である。関係各位に記して謝意を表する。

---

*Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Zhihong Guo[1], Hidemasa Yamano[1] and Tsuyoshi Takada[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

# 原子力施設の耐震評価のための組立構造解析結果の大規模分散並列可視化

Large-scaled parallel visualization for distributed simulation results of structure assembly for estimating a nuclear facility under seismic wave

*郭 智宏[1]，西田 明美[1]，崔 炳賢[1]，中島 憲宏[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構は原子力施設の耐震解析に取り組んでおり、その全容解析の結果生じたビッグデータの分析・評価が解析以上に困難な課題となっている。この課題を解決するため、並列可視化アプリケーションの研究開発を行っている。本稿はビッグデータの分散処理による可視化とその並列化効率について報告する。

**キーワード**：並列可視化、ビッグデータ、原子力設備、高温工学試験研究炉、組立構造物、有限要素解析

## 1. 緒言

当機構では、原子力施設という組立構造物の「あるがまま解析」を目指して、仮想振動台の研究開発を行ってきた。本研究で開発を進めている並列可視化アプリケーションは、仮想振動台の解析結果の分析と評価と共に、可視化による「新しい知見」を得ることに資するものである。

## 2. 分散並列可視化

### 2-1. 可視化結果

対象とする高温工学試験研究炉の機器構造は、圧力容器、主冷却設備と補助冷却設備から構成される。三次元有限要素モデルは、4000 万節点、6000 万要素で構成され、更に地震波に対する構造応答を詳細に捉えるために、時間刻み 0.01 秒で 500 ステップの計算を実施した。結果分析・評価のため、節点情報として変位・速度・加速度のそれぞれのベクトル 3 成分、要素情報として応力テンソルの 6 成分と Von-Mises 応力に限定した出力をし、その結果、1 ステップのデータ量が 40E6×9+60E6×7=780E6(7.8 億物理量)で、ファイルサイズの合計は約 2TB となった。並列解析は領域分割法で 1621 領域に分割されて行われたため、可視化も 1621 領域のままにして並列処理を行った。図 1 は可視化結果を示している。

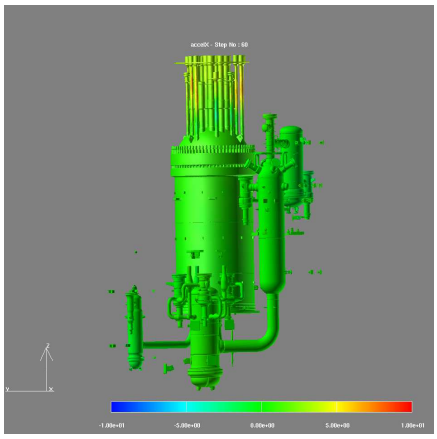


図 1. 可視化結果

### 2-2. 可視化処理効率

数値実験では当機構の SGI 社 ICE X 並列計算機を用い、96/72/48 の異なるコア数で実験した。96 コアの場合、1 ステップは 50 秒程度の処理時間を要し、500 ステップの動画を作成するには 7 時間弱を要した。また、96 コアに比べ、72 コアと 48 コアの最大処理データ量/コアは約 1.1 倍と 1.4 倍になっているが、処理時間/ステップは約 3.7 倍と 25 倍と著しく増加した。これは、データの分散化によって、I/O コストの増加とネットワークの帯域幅性能が低下したことによるものと考えられる。

## 3. まとめ

可視化アプリケーションを並列可視化ツール・AVS/Express_PCE を用いて開発し、ビッグデータの並列可視化を行った。今後の課題は可視化の並列化効率向上や可視化による新しい知見を得る研究等がある。

---

*Zhihong Guo[1], Akemi Nishida[1] ,Byunghyun Choi[1] and Norihiro Nakajima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 過大地震荷重下における振動数に着目した進行性変形の発生条件

Occurrence conditions under excessive seismic loadings in terms of input frequency

*酒見 亮太[1]，MD ABDULLAH AL BARI[1]，桂 也真人[1]，佐藤 拓哉[1]，笠原 直人[1]
[1]東京大学

過大地震荷重によって配管に生じる破損現象に進行性変形がある。本研究では、地震荷重の特性を振動数に着目し3つの領域に分けることで、進行性変形の発生条件を整理することを目指した。

**キーワード：進行性変形，ラチェット変形，地震荷重、動的荷重、振動数**

## 1. はじめに

過大地震荷重下では、崩壊や低サイクル疲労の他に進行性変形（ラチェット変形）と呼ばれる破損モードが確認されている。本研究では、熱ラチェット線図を参考に、弾塑性時刻歴応答解析を用いて進行性変形の発生条件について調べた。

## 2. 弾塑性時刻歴応答解析モデル

片持ちはりを有限要素にモデル化し、FINAS-STAR プログラムを用いて要素を平面応力要素、弾完全塑性体とし、幾何学的非線形を考慮した弾塑性解析を行った。はりの自由端の先端におもりを付加し重力による一定の荷重を、固定端を正弦波で加振し加速度による繰返し荷重を作用させた。

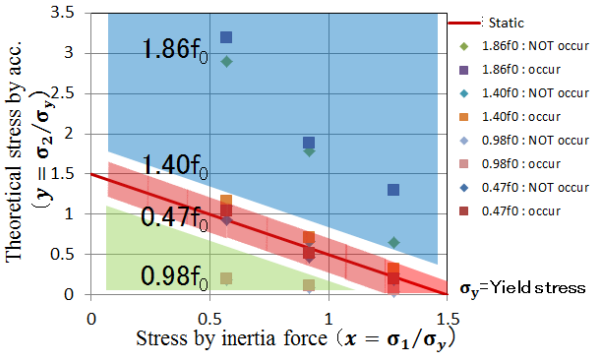



図１　進行性変形発生条件図

## 3. 進行性変形発生条件解析結果

入力正弦波 20 波に対し塑性ひずみ 0.2%を進行性変形の発生判定条件とした。図１に進行性変形の発生条件を示す。熱ラチェット線図[1]を参考にし、横軸に重力により発生する曲げ応力、縦軸に入力波の最大慣性力との静的釣り合いから導かれる曲げ応力をそれぞれ材料の降伏応力で規格化したものをとった。共振域周辺（緑の領域）では著しく進行性変形が起きやすくなっている。共振域より低周波側（赤の領域）では曲げ崩壊の発生条件に近く、共進域より高周波側（青の領域）では、熱ラチェットの発生条件に類似している。図２に変位応答倍率を示す。横軸に入力振動数を固有振動数で割ったもの、縦軸に変位応答倍率をとった。図中の色のついた領域はお互いに対応している。

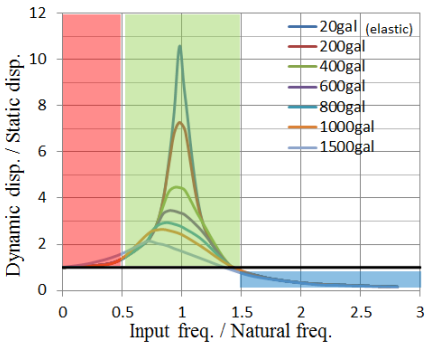



図２　変位応答倍率

## 4. まとめ

進行性変形の発生条件を熱ラチェット線図と同様に整理した。振動数によって進行性変形の発生条件は3つの領域に分けられる。その理由を、変位応答倍率を用いることで説明することを試みた。今後進行性変形の発生メカニズムに着目した研究を行っていく。

### 参考文献

[1] Bree.J, ñElastic-plastic Behavior of Thin Tubes Subjected to Internal Pressure and Intermittent High-heat Fluxes with Application to Fast-nuclear-reactor Fuel Elementsò J. of strain analysis for eng. design, Vol.2, pp.226-238 (1967)

*Ryota SAKEMI[1], MD ABDULLAH AL BARI[1], Yamato KATSURA[1],Takuya Sato[1], Naoto KASAHARA[1]　[1]University of Tokyo

# Evaluations of RPV stress intensity factor during PTS events

*Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[2]
[1]Graduate School of Energy Science, Kyoto University, [2]Institute of Advanced Energy, Kyoto University.

The cracks of the inner surface in the RPV is evaluated by Fracture Mechanics (FM) analysis during PTS loading, which is important in assessing the safety of nuclear power plants. In the present study, the three-dimensional Computational Fluid Dynamics (CFD) simulations and Fracture Mechanics analysis is performed. And it revealed the dependence of Stress Intensity Factor (SIF) on the positon of RPV.

**Keywords:** Reactor Pressure Vessel, Pressurized Thermal Shocks, 3D-CFD, Fracture Mechanics

## 1. Introduction

The Reactor Pressure Vessel (RPV) is exposed to neutron irradiation, which causes embrittlement of the ferritic steels and makes the material susceptible to brittle fracture[1]. In Pressurized Thermal Shock (PTS) situation, the cold plume will flow into the downcomer and cool down inner surface in the RPV, which lead to high tensile circumferential stresses in the RPV walls. With the neutron irradiation, these circumferential stresses may lead the PRV to brittle fracture.

In the present study, the three-dimensional Computational Fluid Dynamics (CFD) simulations and Fracture Mechanics (FM) analysis is performed to simulate a PTS loading in the RPV. And it revealed the dependence of SIF as a function of location of RPV.

## 2. Analysis process

For the CFD simulations, the injection Emergency Core Cooling (ECC) water is injected in each cold leg. The ECC reaches a value of 20 kg/s, 40 kg/s and 80 kg/s, three cases in this CFD simulations.

The FM analysis is used to obtain the SIF. The acquired results for the three-dimensional temperature distributions are obtained from CFD. Analysis of the most dangerous region such as the regions are the inlet, the location of maximum von Mises stresses, inside, outside and border of the cooling plume in core region. Because of the high irradiation, Cracks inside the plume in the core region was considered to be the most dangerous positon of RPV.

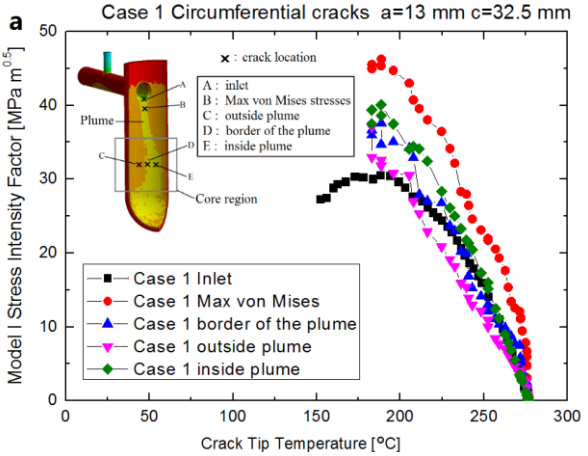



Fig.1 SIF comparison at each crack location in Case 1 (20kg/s)

## 3. Conclusion

We performed 3D-CFD simulations and fracture mechanics analysis of the RPV subjected to PTS loading. It analyzed the most dangerous region. And it compared with SIF at the deepest crack point for each locations when the Safety Injection Pumps (SIP) flow changes. It revealed the dependence of cooling conditions for SIF occurred to the cracks.

**References**

[1] Odette, G.R., Lucas, G.E., ASTM STP 909, ASTM International, West Conshohocken, PA, USA , 1986, pp. 206-241.

[2] Sharabi, M., Freixa, J., Nucl. Eng. Technol., 44 (7), 2012, pp. 709-718.

[3] González-Albuixech V.F., Qian G., Nuclear Engineering and Design, Vol.297, 2016, pp.111-122.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：307-1 Computational Science and Engineering

Thu. Sep 8, 2016 4:05 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [2L12-16] Numerical simulation on the thermal hydraulics

Chair: Naoto Kasahara (Univ. of Tokyo)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2L12] Accuracy of pressure gradient numerically derived from a tornado wind field model

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Yasuo Hattori[1], Hiromaru Hirakuchi[1] (1.CRIEPI)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2L13] Study of geometry factor prediction for flow accelerated corrosion with RANS calculation

*Tatsuya Tsuneyoshi[1], Takahiro Ito[1], Yoshiyuki Tsuji[1] (1.Nagoya Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2L14] Development of a multi-physics MPS code for the severe accident simulation
(2)Application for the analysis of water jet in the air

*Kenta Inagaki[1] (1.CRIEPI)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2L15] High Performance Implementation of Nuclear Fusion Simulation Code on GPU Cluster

*Kazuya Matsumoto[1], Yuuichi Asahi[2], Takuya Ina[1], Yasuhiro Idomura[1] (1.JAEA, 2.CEA Cadarache)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2L16] Performance Evaluations of Communication-Avoiding Krylov Subspace Methods in multi-phase thermal-hydraulic problem

*Akie Mayumi[1], Yasuhiro Idomura[1], Susumu Yamada[1], Takuya Ina[1], Susumu Yamashita[1] (1.JAEA)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

# 竜巻風速場モデルから導出される気圧変化率の数値解析精度

Accuracy of pressure gradient numerically derived from a tornado wind field model

*江口　譲[1]，村上 貴裕[1]，服部 康男[1]，平口 博丸[1]
[1]（一財）電力中央研究所

竜巻に伴う原子力発電所の重要施設に課される気圧変化率を求めるために，ランキン渦モデルやフジタモデル等の既知の風速場を入力条件として，有限要素法を用いて圧力の空間微分値を計算する方法を提示した。また，得られた数値解析結果の精度に対する圧力安定化法や空間微分値の計算法の影響を評価した。

**キーワード：竜巻，原子力発電所，気圧，変化率，有限要素法**

## 1. 緒言

竜巻の通過によって発生する時間的な気圧変化が原子力発電所の安全性に与える影響を評価する必要がある。この評価には，竜巻の圧力分布の勾配値が必要であるが，ランキン渦のような単純な風速場以外では運動量・質量の各保存則から導かれる圧力ポアソン方程式を解き，その勾配を計算する必要がある。

## 2. 評価方法

この圧力ポアソン方程式の求解に際しては全境界でノイマン境界条件（圧力勾配値）を与える必要があるが，圧力を要素内一定関数，速度（風速）を 1 次関数で近似する有限要素法を用いる場合は離散式自体にこの条件が組み入れられており，比較的容易に取り扱うことができる[1]。このようにして得られた圧力 $p^e$ は各要素内で一定であるため，要素境界では圧力は不連続となる。そこで図 1 に示す各解法で各節点での $x$ 方向圧力勾配 $Q_B$ を求めて，精度を比較した。

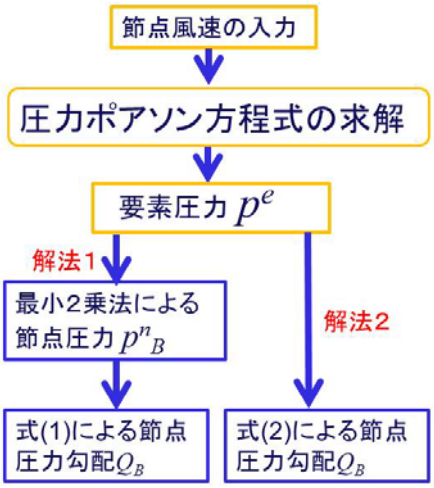



図 1　圧力勾配の求め方

$$\left[\bigcup_e \int_{\Omega^e} \phi_a \phi_b d\Omega\right]\{Q_B\} = \left[\bigcup_e \int_{\Omega^e} \phi_a \frac{\partial \phi_b}{\partial x} d\Omega\right]\{p_B^n\} \quad (1)$$

$$\left[\bigcup_e \int_{\Omega^e} \phi_a \phi_b d\Omega\right]\{Q_B\} = \left\{\bigcup_e \left(\int_{\Gamma_{BC}} \phi_a p^e n_x d\Gamma - \int_{\Omega^e} \frac{\partial \phi_a}{\partial x} p^e d\Omega\right)\right\} \quad (2)$$

ここで，$\phi_a$：局所節点 $a$ に関する 1 次補間関数，$B$：全体節点番号，$p^n{}_B$：節点 $B$ の圧力，$p^e$：要素 $e$ の圧力，$\Omega^e$：要素 $e$ の体積，$\Gamma_{BC}$：全領域の表面，$n_x$：単位法線ベクトルの $x$ 成分，$\bigcup$：全体化 ，を表す。

## 3. 結果と結論

圧力安定化法を導入した有限要素法流体解析コード[2]と類似の方法を用いて，竜巻半径 $R_m$=30m，最大旋回風速 $V_m$=85m/s のランキン渦(1/4 対称部分)について一辺 300m の立方体を $100^3$ の有限要素で分割して数値解析を実施した。得られた最大圧力勾配を理論値$\rho V_m^2/R_m$と比較し（表 1），各解法の誤差特性を明らかにした。（ρは空気密度）

表 1　各解法の圧力勾配の誤差

| (解析値-理論値)<br>理論値 | 解法1 | 解法2 |
|---|---|---|
| 圧力安定化なし | -6.8% | 7.9% |
| 圧力安定化有り | -6.9% | -0.96% |

**参考文献** [1]Gresho, P.M. and Sani, R.L., On pressure boundary conditions for the incompressible Navier-Stokes equations, Int. J. Numer. Meth. in Fluids, **7**, pp.1111–1145, 1987. [2]Eguchi, Y., A new positive-definite regularization of incompressible Navier-Stokes equations discretized with Q1/P0 finite element, *ibid.*, **41**, pp.881-904, 2003.

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Yasuo Hattori[1] and Hiromaru Hirakuchi[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 流れ加速型腐食に対する RANS による形状係数予測に関する研究

Study of Geometry Factor Prediction for Flow Accelerated Corrosion with RANS Calculation

*恒吉 達矢[1]，伊藤 高啓[1]，辻 義之[1]
[1]名古屋大学

複雑流動場における熱伝達(物質伝達)の計算精度向上を目的に，温度場 2 方程式モデルを用いた RANS 計算を実施した．計算結果を LES および電気化学的手法による実験結果と比較し，RANS による形状係数予測の精度について考察する．

**キーワード**：配管減肉，流れ加速型腐食，物質移行係数，形状係数，RANS.

## 1. 緒言

発電プラントの炭素鋼配管における減肉事象の一因として流れ加速型腐食が挙げられる．流体力学因子として，オリフィスやエルボ等の配管要素における物質移行係数$k_c$を正確に算出することが求められている．また，配管要素と直円管部の物質移行係数の比として定義される形状係数$k_c/k_{c0}$を評価することも重要である．オリフィス下流を対象に，電気化学的手法により物質移行係数を直接測定して求めた形状係数と，LES (Large Eddy Simulation)による熱流動場計算をもとにアナロジーを介して熱伝達率$h$から求めた形状係数$h/h_0$は定量的に一致していた[1]．本研究では，LES よりも簡易な計算である RANS (Reynolds Averaged Navier-Stokes)を用いた場合に，形状係数を精度よく予測する方法について検討する．

## 2. 数値計算手法（温度場 2 方程式 RANS）

2 方程式系の RANS では，渦粘性近似を用いてレイノルズ応力を計算する．渦粘性$\nu_t$は，乱流エネルギー$k$とその散逸率$\varepsilon$からモデルを用いて導出される．RANS における温度場計算では，レイノルズ応力と同様に，渦拡散係数を用いて乱流熱流束を求める．代数モデル(ゼロ方程式モデル)では，渦拡散係数$\alpha_t$は渦粘性$\nu_t$に乱流プラントル数$Pr_t$を乗じた値として計算される．代数モデルは，流動場と温度場が非相似に発達する条件において，計算精度の低下が予想される．温度場 2 方程式モデルでは，温度変動$k_\theta$と温度変動の散逸$\varepsilon_\theta$の輸送方程式を解き，$k_\theta$と$\varepsilon_\theta$から渦拡散係数$\alpha_t$を導出することで温度場の計算精度を高めている．本研究では流体計算のオープンソースコードである OpenFOAM を用い，乱流モデルに温度場 2 方程式の AKN モデル[2]を導入して RANS 計算を実施し，オリフィス下流の形状係数予測を行った．

## 3. 結果・考察

オリフィス下流の形状係数分布を Fig. 1 に示す．レイノルズ数は 25000，オリフィス開口率は 0.62 である．流動場計算を AKN モデル[3]，温度場計算を乱流プラントル数一定($Pr_t = 0.9$)の代数モデルで行った場合に，LES や実験の結果[1]と比較して形状係数を過大評価していることがわかる．温度場計算を 2 方程式モデル[2]で行った場合には，LES や実験値と定量的によく一致した形状係数となっている．この結果は，RANS において，流動場計算に適切な乱流モデルを使用するだけでなく，温度場の計算手法を改善することが形状係数予測の精度向上に大きく寄与することを示している．ただし，数値計算と電気化学実験ではスカラー場（温度場・濃度場）の拡散係数が異なる点は注意を要する．電気化学実験における鉄錯イオンの拡散係数は，無次元化したシュミット数で 1940 である．LES 計算では水の熱伝達を想定しており，拡散係数はプラントル数で 5.8 としている．RANS については，AKN モデルが開発段階で空気の熱伝達を想定していることから，本計算においてもプラントル数を 0.71 と設定している．この拡散係数の違いが形状係数予測に及ぼす影響については今後検証が必要である．

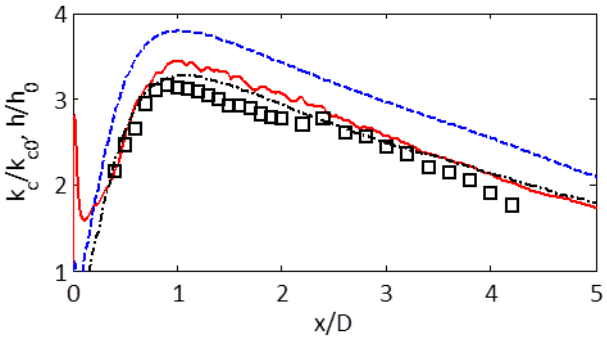



Fig.1 Geometry factor profile behind the orifice. ——: LES, - - - - -: RANS (AKN[3]/$Pr_t$=0.9), . . . . . : RANS (AKN[3]/AKN[2]), □:experimental measurement.

**参考文献**

[1] 恒吉達矢，神谷一彰，伊藤高啓，辻義之，日本機械学会論文集, 81, 828 (2015), DOI:10.1299/transjsme.15-00162.
[2] K. Abe, T. Kondoh and Y. Nagano, *Int. J. Heat Mass Transfer*, 38, 8 (1995), pp. 1467-1481.
[3] K. Abe, T. Kondoh and Y. Nagano, *Int. J. Heat Mass Transfer*, 37, 1 (1994), pp. 139-151.

*Tatsuya Tsuneyoshi[1], Takahiro Ito[1] and Yoshiyuki Tsuji[1]
[1]Nagoya Univ.

# 原子炉事故解析に向けたマルチフィジクス粒子法コードの開発
# （2）空気中における噴出水の飛散挙動解析への適用

Development of a multi-physics MPS code for the severe accident simulation

(2) Application for the analysis of water jet in the air

*稲垣　健太[1]

[1]電力中央研究所

マルチフィジクス粒子法コードによる噴流の飛散挙動解析を可能にするために、精度の良い表面張力モデルおよび空気抵抗モデルを開発し、コードに実装した。それぞれのモデルを検証するための解析を実施し、現象が定性的に正しく再現されることを確認した。

**キーワード**：粒子法，シビアアクシデント、シミュレーション

## 1. 緒言

当所では原子炉事故で発生しうる物質の溶融凝固や移動、大変形を伴う複雑な現象を解析するためのマルチフィジクス粒子法コードを開発しており、本研究では配管亀裂からの噴流の飛散挙動解析を可能とするための計算コードの改良を行う。噴流の飛散距離を正確に評価するために、現象に対して支配的となる表面張力および空気抵抗について、それらの影響を正確に取り扱うためのモデルを開発し、実装する。

## 2. 表面張力モデル

表面粒子の検出、法線ベクトル計算、曲率計算、接線方向の表面張力項評価、法線方向の表面張力項評価の 5 ステップからなる表面張力計算モデルを開発し、マルチフィジクス粒子法コードに実装した。

ベンチマーク解析として Qian ら[1]の実施した液滴衝突試験と同じ体系でシミュレーションを実施した。衝突速度や位置の違いにより衝突後の変形挙動が異なり、二液滴の融合、分離、サテライト液滴の形成、液糸の形成と分離（図 1(a)-(d)）などが発生する様子がそれぞれ定性的に正しく再現された。

## 3. 空気抵抗モデル

周囲の気相または液相の代表速度ベクトルおよび各表面粒子の法線ベクトル方向を基に、各表面粒子に働く抵抗力を評価するモデルを開発した。静止した水中に溶融ウッド合金を噴出する解析を実施し、先頭に傘形状が形成され、傘端部および液柱表面から液糸および液滴が生成される様子が再現された（図 2）。

## 4. 結論

本コードが噴流解析に適用可能であるという見通しが得られた。今後定量評価に向けた検討を行う。

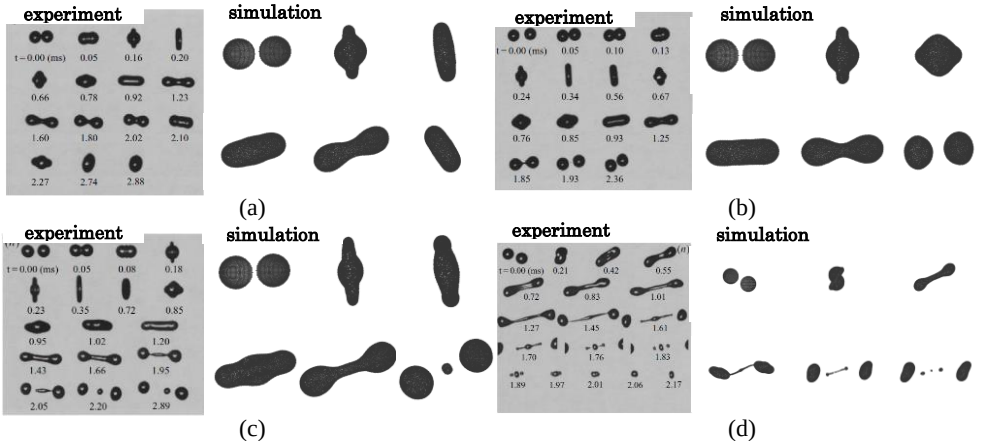



**図 1　液滴衝突解析結果と試験結果[1]の比較**



**図 2　噴流解析結果**

## 参考文献

[1] J.Wian, C.K.Law, “Regimes of coalescence and separation in droplet collision”, J. Fluid Mech. (1997),vol.331, pp.59-88

*Kenta Inagaki[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

# 核融合シミュレーションコードの GPU クラスタにおける高性能実装

High Performance Implementation of Nuclear Fusion Simulation Code on GPU Cluster

*松本 和也[1]，朝比 祐一[2]，伊奈 拓也[1]，井戸村 泰宏[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]CEA Cadarache

核融合プラズマ流体解析コード GT5D の主要計算カーネルを筑波大学の GPU クラスタ HA-PACS/TCA において実装し、性能評価を行った結果を述べる。本研究ではコード内で性能ボトルネックとなっている処理に対して GPU 上でのチューニングを行い、実測性能とルーフラインモデルにより算出した達成可能な実効性能との比較をする。また、複数 GPU を使用するために GPU 間通信技術を用いた実装についても述べる。

**キーワード：**高性能計算，GPU クラスタ，計算科学技術，核融合シミュレーション

## 1. 緒言

ITER の炉心性能評価のための核融合プラズマ流体解析にはエクサスケールシミュレーションが必要とされている。将来的に実現されるエクサスケールコンピュータでの大規模なシミュレーションにおいては、コード実装の算術演算の高性能化だけではなく計算ノード間通信やノード内のメモリ階層間データ移動といったデータ通信の高性能化も重要だと考えられる。本研究では、GT5D[1]の差分陰解法カーネルを対象として単一 GPU 向けに最適化された GT5D コード実装[2]に対して改良を加えて GPU クラスタ向けの性能最適化・チューニングを行い、その性能を評価する。そして、通信性能に関する性能分析を行うことで、今後のシミュレーションコード改良の指針とする。

## 2. 実装と性能評価

本研究では GT5D において最も計算コストが大きいカーネルであるプラズマ粒子分布関数の移流・拡散方程式の移流項の差分陰解法処理に関する実装を扱う。現在の実装は連立一次方程式の解法として一般化共役残差法を用いており、粒子分布関数を 4 次元格子上で近似し 4 次精度中心差分に基づく 17 点のステンシル計算を行う。性能測定は筑波大学の GPU クラスタである HA-PACS/TCA において行う。なお、HA-PACS/TCA の計算ノードには NVIDIA Tesla K20X GPU が搭載されている。

ルーフラインモデル[3]は、プロセッサでプログラムを実行した場合に達成可能な実効性能の上限を解析するための性能モデルとして知られている。ルーフラインモデルを差分計算のためのプログラム関数の最内ループに適用して性能解析を行っており、問題サイズ 32x32x32x128 の場合において同モデルにより求めた達成可能性能は 148.5 GFlops/s である。本研究では、単一 GPU における実装の更なる性能最適化のために GPU 計算におけるスレッド・ブロックサイズやスレッドあたりの最大使用レジスタ数などをチューニング・パラメタとする自動チューニングを施した。最適化前の実装の実測性能が 109.5 GFlops/s と達成可能性能の 74%の性能であるのに対して、最適化を施した実装は 123.7 GFlops/s と 83%の性能が得られている。

複数ノードを使用する実装の性能評価は、問題サイズ 128x128x32x128 の場合において 1 ノードあたり 1 基の GPU を使用して実施している。16 ノード使用することで 2 ノード使用した場合と比べて 4.54 倍の性能向上がみられる。以上のことに加え、発表では通信性能の分析結果ついても述べる。

### 参考文献

[1] Y. Idomura, M. Ida, T. Kano, N. Aiba, S. Tokuda, *Comput. Phys. Commun.*, **179**, 391-403 (2008).

[2] T. Ina, Y. Asahi, Y. Idomura, *ISPJ SIG Technical Report*, **2015-HPC-152**, No. 10 (2015), [in Japanese].

[3] S. Williams, A. Waterman, D. Patterson, *Communications of the ACM*, **52,** 4, 65-76 (2009).

---

*Kazuya Matsumoto[1], Yuuichi Asahi[2], Takuya Ina[1] and Yasuhiro Idomura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]CEA Cadarache

# 多相流体問題における省通信 Krylov 部分空間法の性能評価

Performance Evaluations of Communication-Avoiding Krylov Subspace Methods in multi-phase thermal-hydraulic problem

*真弓 明恵[1]，井戸村 泰宏[1]，山田 進[1]，伊奈 拓也[1]，山下 晋[1]
[1]原子力機構

多相多成分熱流動解析コード JUPITER[1]の Poisson ソルバに省通信 CG 法[2]を実装し，実問題における収束特性と処理性能を調査した．省通信化に伴う誤差の蓄積による収束特性悪化の問題を分析し，アルゴリズムを部分的に 4 倍精度化して収束特性を向上する手法を考案した．

**キーワード**：多相流体，燃料溶融シミュレーション，省通信 Krylov 部分空間法，CG 法

## 1. 緒言

日本原子力研究開発機構では過酷事故における溶融燃料の挙動を解析するために多相多成分熱流動解析コード JUPITER[1]の開発を進めている．現状の計算規模では炉内構造物単体のシミュレーションが可能であるが，炉心全体のシミュレーションを実行するためにはエクサスケールマシンが必要となる．非圧縮流体モデルに基づく JUPITER コードでは圧力の Poisson 方程式の反復法ソルバが主要な計算コストを占めるが，スケーラビリティを向上する上でデータ通信コストがボトルネックとなるため，ソルバの省通信化が重要な課題である．本研究ではこのデータ通信コストを削減するアルゴリズムとして省通信 Krylov 部分空間法を実装し，実問題における収束特性と処理性能を調査することで，その有用性を評価する．

## 2. 省通信 Krylov 部分空間法

省通信 Krylov 部分空間法は，通常の Krylov 部分空間法をベースに，通信削減手法を加えることで高速化を図った手法である．今回研究対象とした省通信 CG 法[2]では三項間漸化式を用いた CG 法をベースに，基底計算及び内積計算の通信削減を行っている．基底計算で s 本の Krylov 部分空間の基底をまとめて計算し，計算した基底を用いて s 回分の内積計算を保存するグラム行列を作成することで，通常の CG 法の s ステップの反復計算を一度に計算する．

省通信 CG 法は通常の CG 法と比較して内積計算の省通信化に伴う誤差の蓄積が発生するため収束性が悪化する問題があるが，採用する基底の変更や内積の 4 倍精度化により問題を回避する．基底計算には 4 倍精度化を適用せず，内積計算に相当するグラム行列の作成及びグラム行列を用いた計算に 4 倍精度化を適用することで，s の増大による収束性の悪化を回避する．

省通信 CG 法の内積に 4 倍精度化を適用することにより，従来収束率が悪化していたパラメータにおいても通常の CG 法と同等の収束を達成した．

### 参考文献

[1] 山下 晋，徳島 二之，倉田 正輝，高瀬 和之，吉田 啓之，日本機械学会第 28 回計算力学講演会論文集, p.3 (2015)
[2] Mark Hoemmen, PhD thesis, EECS Department, University of California, Berkeley (2010)
[3] Erin Carson, EECS Department, University of California, Berkeley, Technical Report No. UCB/EECS-2015-179 (2015)

---

*Akie Mayumi[1], Yasuhiro Idomura[1], Susumu Yamada[1], Takuya Ina[1], and Susumu Yamashita[1]
[1]JAEA

Awards Ceremony

Thu. Sep 8, 2016 6:00 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 9:00 AM - 9:30 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [AC2L] Poster Session awards ceremony

6:00 PM - 6:30 PM JST | 9:00 AM - 9:30 AM UTC

[AC2L] Awards Ceremony

*Haruji Tsubota[1] (1.JAEA)

Awards Ceremony

# [AC2L] Poster Session awards ceremony

Thu. Sep 8, 2016 6:00 PM - 6:30 PM  Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

6:00 PM - 6:30 PM

## [AC2L]Awards Ceremony

*Haruji Tsubota[1] (1.JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 8, 2016 9:50 AM - 10:40 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 12:50 AM - 1:40 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [2M01-03] Risk Management

Chair: Inamura Tomoaki (CRIEPI)

9:50 AM - 10:05 AM JST | 12:50 AM - 1:05 AM UTC

[2M01] Enhancement of Organizational Preparedness and Capability of Accident Mitigation at Nuclear Power Stations of the Kansai Electric Power Company.

*HIROSHI ANDO[1], Hiroshi Ujita[2], Ken Muramatsu[3], Kenji Tominaga[4] (1.INSS., 2.INSESS., 3.TOKYO CITY Univ., 4.JANSI)

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

[2M02] Development of a Database System for Supporting Protecting Measures such as Evacuation at Nuclear Disasters

*Haruhiko Toyomitsu[1] (1.Public Interest Incorporated Foundation Nuclear Safety Technology Center)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[2M03] Research on transparency through selection process of candidate sites for final disposal of designated wastes resulted from the Fukushima Daiichi nuclear accident

*Akira Asahara[1], Naoki Yamano (1.Graduate School of Eng., Univ. of Fukui)

10:35 AM - 10:40 AM JST | 1:35 AM - 1:40 AM UTC

Time reserved for Chair

# 関西電力における原子力発電所の組織・体制の充実と事故時対応能力の向上への取組みについて

# Enhancement of Organizational Preparedness and Capability of Accident Mitigation at Nuclear Power Stations of the Kansai Electric Power Company.

*安藤　弘[1]，氏田 博士[2]，村松 健[3]，富永　研司[4]

[1]原子力安全システム研究所，[2]環境安全学研究所，[3]東京都市大学，[4]原子力安全推進協会

福島第 1 原子力発電所（1F）事故の結果、我が国では新規制基準に適合するよう、さまざまな安全対策が強化された。2016 春の年会では、キヤノングローバル戦略研究所「原子力安全研究会」の活動報告として、各電気事業者の安全対策のハード面について具体例と安全対策費用等について発表した。今回は、安全対策のソフト面対策について、関西電力における原子力発電所の組織・体制の充実と緊急時対応能力向上の取組みを例として発表する。

**キーワード：**過酷事故、1F 事故、安全対策

## 1. 緒言

過酷事故を含めた深層防護を実装化するに際して、レベル 3（DBA 設備）とレベル 4（SA 対策設備）の独立性を極力確保したため、膨大な安全対策費用を投じている。万一事故が発生した場合、迅速かつ的確に対応するための組織・体制の充実と緊急時対応能力の向上のためのソフト面の安全対策について発表する。

## 2. 関西電力における原子力発電所の組織・体制の充実と緊急時対応能力の向上についての取組み

### 2-1. 原子力発電所における安全対策

電気事業者は NRA 新規制基準に適合するよう、さまざまな安全対策を実施、2015 年 3 月までに約 3 兆 3 千億円の安全対策費用が投じられ、今後さらに膨らむことが見込まれる。

### 2-1. 組織・体制の充実と緊急時対応能力の向上

原子力発電所重大事故発生時に迅速かつ的確に対応するために能力向上を図るため、その役割に応じ、緊急時に指揮者となる者、運転員、緊急安全対策要員に対し教育・訓練を充実・強化を図っている。また、新規制基準下において初回の原子炉起動前までに重大事故の発生および拡大防止に必要な措置を実施するための技術的能力（技術的能力に係る個別手順訓練）と有効性評価（シーケンス訓練）を確認する成立性確認訓練の実施が求められている。原子力安全推進協会では、緊急時対応能力向上のためのリーダーシップ研修等が行われている。






## 3. 結論

1F 事故以降、新規制基準に適合するため、ハード面の安全対策の強化とともに、緊急時に迅速かつ的確に対応するために組織・体制の充実化を図り、緊急時対応能力の向上などソフト面の安全対策に取り組んでおり、1F 事故の教訓が生かされている。今後、新たな知見を反映することで、原子力発電所の安全性の向上や新たに設置された安全設備の再評価による最適化が望まれる。

## 参考文献

[1] 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る新規制基準について」

---

*Hiroshi Ando[1], Hiroshi Ujita[2] and Ken Muramatsu[3], Kenji Tominaga[4]

[1]Institute of Nuclear Safety System. [2]Institute for Environmental and Safety Studies. [3]Tokyo City Univ. [4]Japan Nuclear Safety Institute.

# 原子力災害時広域避難データベースシステムの整備について
# Development of a Database System for Supporting Protecting Measures such as Evacuation at Nuclear Disasters

※豊満　治彦[1]，山崎　昭一[1]，佐藤　幸恵[1]

[1]公益財団法人原子力安全技術センター

原子力災害時に住民への防護対策の指示伝達や、避難誘導等を担う市町等の活動を支援するため、従来紙媒体で整理されていた「地域防災計画」や「広域避難計画」の中から必要な情報を指定エリア毎の人口や施設等の検索・地図表示等の機能を有する「避難等防護対策支援データベースシステム」として整備した。また、平成２７年度に原子力総合防災訓練において試験的に活用し､外部評価者からなるワーキンググループを設けて、実効性を検証して今後の課題を取りまとめた。

**キーワード**：地域防災計画、広域避難計画、避難等防護措置

## １．緒言

原子力災害時に住民への防護対策の指示伝達や、避難誘導等を担う市町等の活動を支援するため、従来紙媒体で整理されていた「地域防災計画」や「広域避難計画」の中から必要な情報を指定エリア毎の人口や施設等の検索･地図表示等の機能を有する｢避難等防護対策支援データベースシステム｣として図１のとおり整備し、平成２７年度に同システムの継続的な実効性向上を図るために愛媛県で行われた総合防災訓練の際に関係市町の災害対策部において活用し、評価結果を取りまとめた。

## ２．整備内容

市町等において避難等の防護措置を検討する際に、必要な情報を電子地図上に表示させるとともに整理された形で即座に検索・集計・抽出できるよう以下の情報をデータベースとして整備した。

・原子力発電所から３０ｋｍ圏内の市町等について行政区画単位毎の人口情報等
・避難施設、一時避難所
・避難ルート　　等

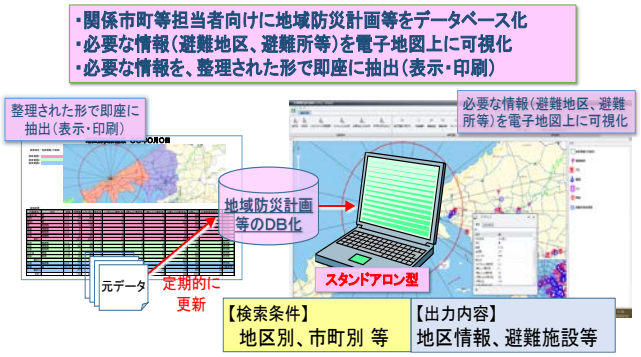



図１：避難等防護対策支援データベースシステム概要

## ３．今後の課題

総合防災訓練において関係市町の災害対策部において活用し、防護対策検討するうえで実効的な課題を下記のとおり抽出した。

・避難等防護措置の検討の際に、予め準備されているデータについて全体の概要（住民の概数等）を適宜迅速に表示・出力するシステムとしては有用である。
・本格的な緊急時での活用を更に実効的なものにするには、現在の状況（モニタリング情報、道路破損状況、避難指示・完了の情報、避難所収容した実数等）も反映し、その情報を県市町間で共有できることが望ましい。
・避難等の検討に必要なデータは、可能な限り常に最新のものとして用意されている必要がある。したがって、データ更新の時期が把握でき、かつネット経由などでデータの更新を簡単に実施できる機能が有効である。

## ４．まとめ

災害対応の初動から常に県及び市町等における避難等防護措置の検討等をサポートしていくためには、予め準備されている情報を迅速に表示・出力する機能だけでなく、モニタリング情報、道路破損状況及び避難実施状況を把握する機能を強化し、関係者全員が変化する状況をリアルタイムに共有する仕組みが必要である。また、実効を高めるには継続的に研修・訓練を行い、レビュー・改良を行うことも不可欠である。

以上

※TOYOMITSU HARUHIKO[1], YAMAZAKI SHOUICHI[1] and SATOU SACHIE[1]
[1]Public Interest Incorporated Foundation Nuclear Safty Technology Center

# 福島第一原子力発電所事故由来の指定廃棄物の最終処分候補地選定プロセスにおける透明性に関する研究

Research on transparency through selection process of candidate sites for final disposal of designated wastes resulted from the Fukushima Daiichi nuclear accident

*浅原 章[1]，山野 直樹
[1]福井大院工

福島第一原子力発電所事故由来の 8,000Bq/kg 超の汚染が確認された指定廃棄物の保管に関する政策において、透明性の欠如により最終処分地選定が行き詰まっている。本研究では、International Risk Governance Council （以下、「IRGC」と記す）のリスクガバナンスの枠組み[1]に準拠して、透明性に対するガバナンスの欠陥と改善策について検討した。

**キーワード**：リスクガバナンス，IRGC，指定廃棄物，透明性，福島第一原子力発電所事故

## 1. 背景・目的

宮城、千葉、栃木、群馬、茨城で進められている指定廃棄物の最終処分地選定が行き詰っている。その原因の 1 つは、選定プロセスにおける透明性に関する重大な不備であった。本研究では、IRGC のリスクガバナンスの枠組みに準拠し、指定廃棄物の最終処分地選定プロセスにおける欠陥を考察した。

## 2. 研究方法

指定廃棄物の最終処分地選定に関する会議体の議事録や配布資料、新聞やニュース記事の文献調査を実施した。得られた情報に対して、IRGC が整理したリスクガバナンスの枠組みにおける潜在的なガバナンスの欠陥（Potential Governance Deficits）[2]を適用し、欠陥として該当する項目を明らかにするとともに、透明性という観点から考察した。

## 3. 考察

**3-1. 潜在的なガバナンスの欠陥**：透明性欠如に寄与した潜在的なガバナンスの欠陥として、次の 3 つが明らかとなった。①代替案の検討をしないまま基本方針に固執して政策を進めたことに関する、環境省の説明責任が果たされていない。②環境省と他のステークホルダーとの意見交換を目的とした市町村長会議・関係者会議・フォーラムにおいて、双方向コミュニケーションが成立していない。③地域の自然条件等について科学的検討を行う有識者会議と市町村とのコミュニケーションが不十分である。

**3-2. 透明性改善に向けた提案**：上記 3 つの欠陥の改善として、次の 2 つを提案した。①政治的な制約による決定・対応の遅れを解消し、環境省と県・市町村・地域住民との対等な双方向コミュニケーションを成立させるために、独立した第 3 者機関を設けてマネジメントを委任する。②有識者会議と市町村とのコミュニケーション不足を解消するために、各県で新たな有識者会議を設ける。

## 4. 結論

指定廃棄物の最終処分地選定の行き詰まりという問題に対し、透明性という観点から、IRGC リスクガバナンスの枠組みに準拠して考察を行った。文献調査を通じて、透明性欠如に寄与した 3 つの潜在的なガバナンスの欠陥を指摘し、それらの欠陥を改善するための 2 つの案を提案した。

**参 考 文 献** [1] IRGC, Risk Governance: Towards an Integrative Approach, White Paper no.1, 2005:11-15. ISBN 978-2-9700772-2-0, [2] IRGC: An introduction to the IRGC Risk Governance Framework, 2012:9, 13, 17, 19, 21-22.

*Akira Asahara[1], Naoki Yamano
[1]Graduate School of Eng., Univ. of Fukui

Oral Presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 8, 2016 10:40 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 1:40 AM - 3:00 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [2M04-08] Human Resource Development

Chair: Hohara Shinya (Kindai Univ.)

10:40 AM - 10:55 AM JST | 1:40 AM - 1:55 AM UTC

### [2M04] Improvement of the severe accident practice tool

*IKUO KAWASAKI[1], AKIRA NAKAMURA[1], SHUNSUKE TAKAHASHI[2] (1.Institute of Nuclear Safety System,Incorporated , Institute of Nuclear Technology , Technical Support Research Project , 2.Kansai Electric Power Co., Inc.)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

### [2M05] Renewal of the experimental program in gamma-ray and neutron measurements

*Satoru Saitou[1], Takanori Kameyama[1], Shigeo Yoshida[1], Toshiaki Ohe[1], Eiji Takada[2] (1.Tokai University, 2.Toyama Technical College)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

### [2M06] A study of the economic effects by the nuclear industry and development of human resources in regional economy from the point of the younger generation consciousness concerning nuclear energy

原子力に対する若い世代の意識の視点から

*Aika Fujiki[1], Kazunori Akutagawa[1] (1.NIT Fukushima College)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

### [2M07] Enhancing Team Resource Management Skills

(1)A trial of a TRM skill training program

*Kohei Nonose[1], Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1] (1.CRIEPI)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

### [2M08] Enhancing Team Resource Management Skills

(2)A trial of behavior assessment

*Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1], Kohei Nonose[1] (1.CRIEPI)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# シビアアクシデント演習ツールの改良

Improvement of the severe accident practice tool

*川崎 郁夫[1]，中村 晶[1]，高橋 俊佑[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]関西電力

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて開発した、シビアアクシデント（SA）時の本部対応を疑似体験できる演習ツールにおいて、緊急時活動レベル（EAL）判断をすることができるように演習ツールの改良を行った。
キーワード：原子力防災訓練，シビアアクシデント，アクシデントマネジメント，緊急時活動レベル（EAL），原子力災害特別措置法（原災法），特定事象（SE），緊急事態事象（GE），警戒事象（AL）

## 1．緒言

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて SA 演習ツールを開発したが、平成 25 年度下期から、緊急時活動レベル（EAL）が導入されたことにより、訓練者が従来の通報連絡ならびにプラントの影響緩和措置（アクシデントマネジメント(AM)）の意思決定を的確に実施するだけでなく EAL 判断の演習ができるように演習ツールの改良を行った。

## 2．演習ツールの改良内容

EAL 判断の演習をするため、従来の原災法第 10 条第 1 項に基づく特定事象（SE）、原災法第 15 条第 1 項に関する緊急事態事象（GE）の他に、新たに警戒事象（AL）が加わったことにより、AL を含むシナリオを追加した。また、同時に複数の EAL 事象が発生するシナリオを追加した。
演習中に EAL 判断基準の確認ができるよう、ツール起動画面および事象進展画面に EAL 説明を表示できるようにした。

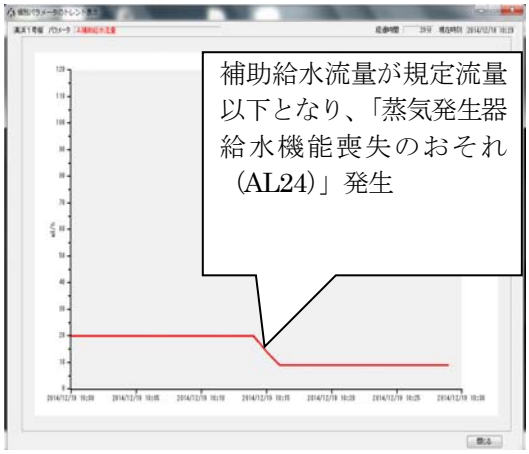



図１　警戒事象（AL）の例

## 3．まとめ

今回改良した演習ツールを用いた研修により、緊急時の EAL 判断について、緊急対策本部の構成員に対して SA 教育を実施した際に、EAL 判断ができることが確認できた。

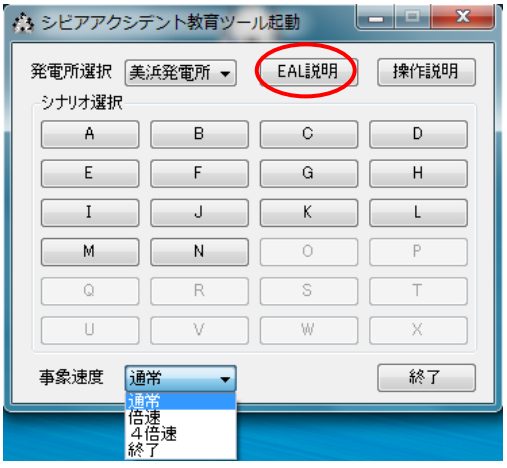



図２　教育ツール起動画面

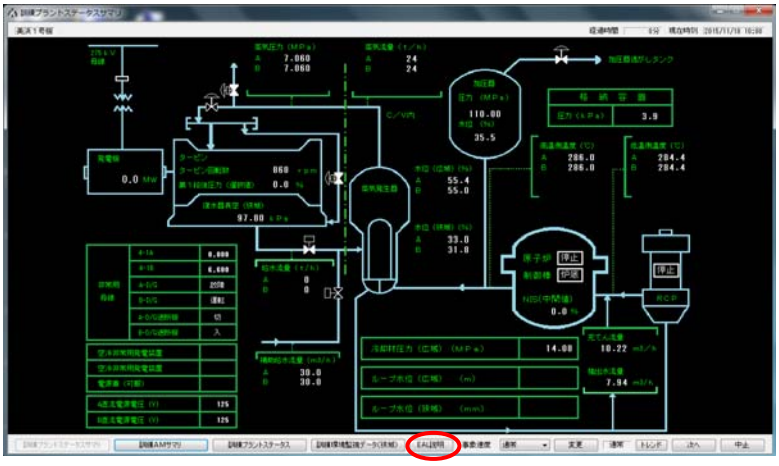


図３　事象進展画面の例（訓練ﾌﾟﾗﾝﾄｽﾃｰﾀｽｻﾏﾘ画面）

**参考文献**

(1) 川崎郁夫ほか，原子力学会 2014 春の年会，C22，東京都市大学（2014）

* Ikuo Kawasaki[1], Akira Nakamura[1], Shunsuke Takahashi[2]
[1] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2] Kansai Electric Power Co., Inc.

# ガンマ線および中性子における実験プログラムの更新

Renewal of the experimental program in gamma-ray and neutron measurements

*齋藤 悟[1], 亀山 高範[1], 吉田 茂生[1], 大江 俊昭[1], 高田 英治[2]
[1]東海大学, [2]富山高等専門学校

東海大学では放射線応用分野の人材育成にも積極的に取り組んでいる。学生のニーズに合わせ、MCA などハードとソフトウェアを専用に作成・使用したガンマ線計測ならびに比例計数管を用いた中性子の減速・吸収と断面積の関連を考察する実験を新たに追加した。その際、富山高専と協力して安価な学生用実験機材を開発し、理論・原理・機材の操作等が明瞭となる実験へ更新した。

**キーワード**：原子力教育、MCA、NaI(Tl)シンチレーション検出器、$^{3}$He 比例計数管

## 1. 緒言

東海大学では学生実験等で放射線に関する基礎を身に付けるとともに、関連施設への見学や他大学との連携を取りながら、放射線分野の人材育成に取り組んでいる。MCA(Multi Channel Analyzer)と NaI(Tl)シンチレーション検出器を使用したガンマ線計測を継続して行っているが、使用機材が古く、機材の操作性や PC 画面の視認性が現行レベルとは言えない。また、中性子計測が諸事情により一時中断している。福島第一原子力発電所事故をきっかけとして、教育の現場でも人材育成には最新の技術と知見を盛り込む必要性も高くなっている。そこで、新たな中性子計測実験を追加し、ガンマ線計測には、富山高専の学生が設計・製作した機材を取り入れ、社会ニーズにも応えられる実験へと追加・修正を行った。

## 2. 実験体系・方法

ガンマ線計測(図 1)では $^{22}$Na・$^{60}$Co・$^{133}$Ba・$^{137}$Cs 標準線源ならびに富山高専の学生が設計・製作した MCA を用いて、エネルギー校正とピーク効率の特定等を実施し、その後学生は未知線源($^{226}$Ra,$^{152}$Eu 標準線源等)を受け取り、計測結果から核種と放射能を特定する。中性子計測(図 2)では $^{241}$Am-Be 線源と $^{3}$He 比例計数管を用い、線源－検出器間に設ける減速材(ポリエチレン板)の厚さを変更し、中性子計数率を取得する。その結果から中性子の減速・吸収と減速材中の原子核が持つ断面積の関連を学生は考察する。

## 3. 実験結果

ガンマ線計測実験では、実験を通して学生は、NaI(Tl)シンチレーション検出器と接続した MCA が示す波高分布、付随するハード・ソフトウェアの原理や操作、計測データの取扱い等、放射線計測の基礎を習得した。最新機材を導入したことにより、PC の操作性・視認性も学生には好評であり、より正しく核種同定・定量の手法を理解できる環境となった。富山高専では本研究により学生実験用装置の開発を通じて学生は回路制作等の基礎を理解し、さらには、利用者のニーズに対応した課題解決により製品を向上・発展させることの重要性も理解した。

中性子計測では、減速材の厚さ変化による波高分布の変化を通じて、中性子の減速・吸収過程の基本特性を理解するとともに、検出器の形状による波高分布の特性的な「壁効果」について、座学にて学習した発生メカニズムを実際の実験から確認し、理解を深めた。

これまでに追加・修正を行った実験は、学生にとって放射線計測の基盤の理解を深める効果があった。現在、MCA に印加電圧とゲインを学生が容易に調整できる機能ならびに Bluetooth によるデータ通信等の最新技術の導入も進めている。今後、光子・中性子輸送計算コード PHITS2[1]を用いて実験の妥当性を確認する内容や、光ファイバーと LiCAF[2]を組み合わせたシステムによる中性子分布測定実験も追加する計画である。

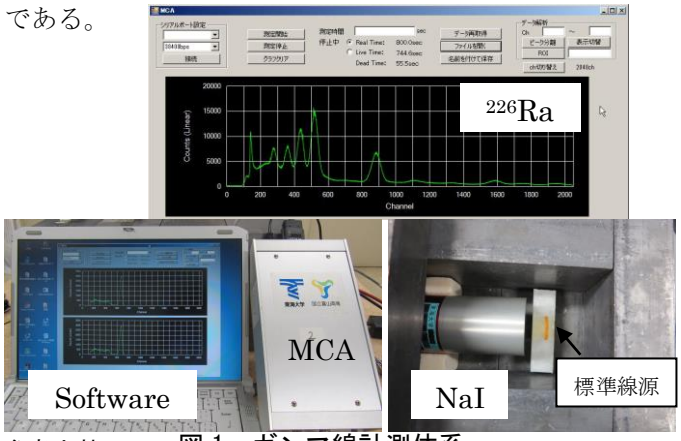



図 1　ガンマ線計測体系.

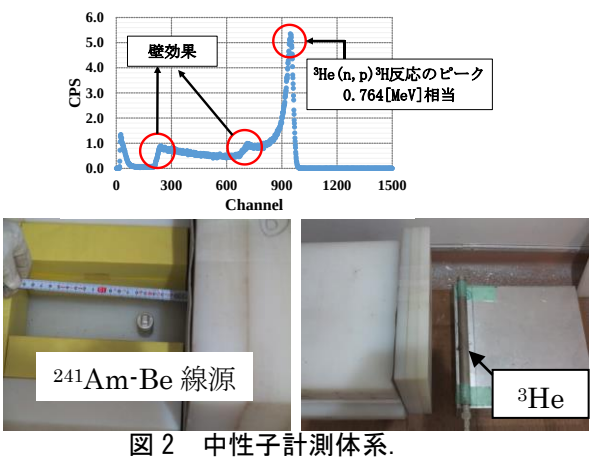



図 2　中性子計測体系.

参考文献
[1] Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013).
[2]世界における He-3 検出器の需要と J-PARC における代替検出器開発 日本原子力学会「2015 年秋の大会」 TN05

*SAITOU Satoru[1], KAMEYAMA Takanori[1], YOSHIDA Shigeo[1], OHE Toshiaki[1] and TAKADA Eiji[2]
[1]Tokai University, [2]Toyama Technical College

# 地域経済における原子力産業の経済効果と人材育成についての一考察 原子力に対する若い世代の意識の視点から

A study of the economic effects by the nuclear industry and development of human resources in regional economy from the point of the younger generation consciousness concerning nuclear energy

*藤木 亜唯花[1]，芥川 一則[1]
[1]福島工業高等専門学校

今後の原子力災害の収束には，およそ 40 年の歳月を要するといわれている．そのため，長期間の作業に携わる人材の育成は重要な課題である．まずは若い世代に関心を持たせなければならず，今後の人材育成のあり方について検討していく必要がある．

**キーワード：**原子力，人材育成

## 1. はじめに

2011 年 3 月 11 日に起きた東日本大震災により福島第一原子力発電所の事故が発生した. この事故に伴い除染や仮置場，中間貯蔵施設，廃炉などの課題が発生した．これらの課題において，住民の合意が得られなければ，事業を進めることはできない．そこで、住民の合意を得るための意識調査という位置付けで，特定のテーマに対するソーシャルネットワーキングサービス（以下 SNS とする）における意識調査を行った．今回扱った対象ワードは「中間貯蔵施設」，対象 SNS は「ツイッター」とした．

## 2. 調査結果

調査した結果，明らかになったことの一つが，関心を持ち，自分の事として捉えて述べているツイートが非常に少ないということである．関心を持つ割合が低いということは，震災関連の課題を解決するためには問題である．今後の原子力災害の収束には，およそ 40 年の歳月を要するといわれている．長期間の作業に携わる人材の育成は重要な課題である．若い世代に対する人材育成を行わなければ，課題の解決は難しいと考えられる．

## 3. 人材育成を目指して

原子力発電に対する電力供給の依存度が最も高い国の一つであるフランスで，約 100 名の若い世代である学生たちを対象に，原子力発電所に対する意識調査を行った．例えば，福島第一原子力発電所で事故が起きたことを踏まえて，自国の原子力発電所は安全に行われていると思うかという質問事項に対して，思うと回答したのは，全体の約 40 パーセントであった．今後はフランスで行った意識調査の結果を踏まえ，日本国内でも同様な調査を行う予定である．原子力国家であるフランスと比較することで，日本の意識の程度を調査する．その結果を踏まえ，今後の人材育成のあり方を検討していく．

*Aika Fujiki[1], Kazunori Akutagawa[1]
[1]NIT Fukushima College.

# チームリソースマネジメント（TRM）スキル向上に向けた取り組み
# （1）TRM スキル教育訓練プログラムの試行

Enhancing Team Resource Management Skills

(1) A trial of a TRM skill training program

*野々瀬 晃平[1]，渋江 尚夫[1]，長坂 彰彦[1]

[1]電力中央研究所

本研究では、緊急時対策本部要員のチームリソースマネジメントスキル（ノンテクニカルスキル）向上のため、試行した TRM スキル教育訓練プログラムについて概説する。

**キーワード**：緊急時対応能力，教育訓練プログラム，ノンテクニカルスキル，ロールプレイ演習，振り返り

## 1. 緒言

緊急時では、設備操作等専門的な技能であるテクニカルスキルのみならず、その能力を十分に発揮するための補完的な能力として、コミュニケーションやリーダーシップといったノンテクニカルスキル（NTS）も重要となる。本研究では、NTS を TRM（Team Resource Management）スキルと呼称し、緊急時対策本部要員を対象に策定・試行した TRM スキル向上教育訓練プログラムを概説する。

## 2. 教育訓練プログラムの試行

まず組織体制・緊急時対応の業務フロー及び人員規模等、原子力発電所における緊急時対策本部の特性を考慮した上で、教育・訓練の体系的管理手法である SAT（Systematic Approach to Training）手法の検討手順に従い、TRM スキル向上教育･訓練プログラム策定に関わる要件を設定した。次に航空業界を初め多様な産業で実践されている CRM（Crew Resource Management） 訓練をベースに、4 つの手法（座学、集団討議、ロールプレイ演習、振り返り）を組み合わせ、階層別教育・訓練コース及び各手法を効果的に実施するための教材・演習の要件の設定とその作成（表 1）を行い、中国電力島根原子力発電所にて試行した。

## 3. 今後の課題

試行した教育・訓練はまだ試験的な段階であり、より実効的な訓練とするには今後改善が必要である。

表 1　試行した TRM スキル教育･訓練コース

| | | 対象 | |
|---|---|---|---|
| | | 統括・班長 | 班員 |
| 手法 | 講話 | 発電所長による講話　10 分 | 同左　10 分 |
| | 座学 | TRM スキルの知識付与　80 分 | 同左　60 分 |
| | 集団討議 | － | ヒューマンエラー事例にみる TRM スキルの重要性の理解　60 分 |
| | ロールプレイ演習 | 実業務リスクシナリオ演習　60 分 | 模擬災害状況連絡演習（コミュニケーション演習）60 分 |
| | 振り返り | 実業務リスクシナリオ演習振り返り　40 分 | － |
| | | 指揮命令訓練振り返り　10 分 | － |

* Kohei Nonose[1], Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

# チームリソースマネジメント（TRM）スキル向上に向けた取り組み
# （2）TRMスキル評価手法の試行

Enhancing Team Resource Management Skills

(2) A trial of behavior assessment

*渋江 尚夫[1]，野々瀬 晃平[1]，長坂 彰彦[1]

[1]電力中央研究所

本研究では、緊急時対策本部要員のチームリソースマネジメントスキル（ノンテクニカルスキル）評価のために試行した「チームリソースマネジメントスキル評価手法」について概説する。

**キーワード：**緊急時対応能力，行動評価，ノンテクニカルスキル，行動指標

## 1. 緒言

緊急時においては、設備操作等専門的な技能であるテクニカルスキルのみならず、その能力を十分に発揮するための補完的な対応能力として、コミュニケーションやリーダーシップといったノンテクニカルスキル（NTS）も重要となる。本研究では、NTSをTRM（Team Resource Management）スキルと呼称し、緊急時対策本部要員を対象に試行したTRMスキル評価手法を概説する。

## 2. TRMスキル評価手法の試行

シナリオ非提示で実施される総合防災訓練において、航空業界で実践されている手法をベースに開発した評価手法を用い、TRMスキル評価を試行した。まず予め設定されている事象進展シナリオから観察場面を選定し、その場面で期待される望ましい振る舞いをTRMスキルごとに行動指標として設定した。次にこれら行動指標を行動観察シートに取りまとめ、観察者を含めた評価体制を整備した上で、中国電力島根原子力発電所において行動評価の試行を行なった。（表1）

## 3. 今後の課題

試行した評価手法はまだ試験的な段階であり、より実効的な手法とするには行動指標や評価体制の改善が必要である。

表1　TRMスキル評価の手順と要件

| 手　順 | 要　件 |
|---|---|
| 観察場面の選定 | 事象進展シナリオ上、リスクの高い重要なタスクを選定 |
| 観察対象者の選定 | 観察タスクの遂行にあたり重要な役割を担う対象者の選定 |
| 行動指標の設定 | 観察対象者に期待される望ましい振る舞いを、行動観察が可能な行動指標（発話等）として設定 |
| 行動観察シートの設定 | 観察場面、観察対象者およびTRMスキルごとに行動指標を整理し観察シートを設定 |
| 評価体制の整備 | 観察場面を考慮し必要な観察者数を配置する等、評価体制の整備 |
| 評価結果の分析 | 定量的な分析の実施 |

* Hisao Shibue[1], Kohei Nonose[1], Akihiko Nagasaka[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

General Meeting

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

**[GM2M]「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第17回全体会議**

[GM2M] General Meeting

General Meeting

# [GM2M] 「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第17回全体会議

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

## [GM2M]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Non-Proliferation, Safeguard, Nuclear Security Network

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [PL2M] Needs and Challenges of Technology Development for Future Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

[PL2M01] Needs and Challenges of Technology Development for Safeguards

*Masato Hori[1] (1.JAEA)

---

[PL2M02] Needs and Challenges of Technology Development for Nuclear Security

*Kazuyuki Demachi[1] (1.Univ. of Tokyo)

核不拡散等連絡会セッション
「核不拡散・核セキュリティ研究開発における今後の課題・ニーズについて」

# （1）保障措置に係る研究開発の課題・ニーズ

(1) Challenges of IAEA Safeguards and Needs for Research and Development

*堀　雅人
日本原子力研究開発機構

核不拡散、保障措置、核セキュリティ連絡会の招待講演として、核不拡散における保障措置技術の重要性を踏まえ、保障措置の課題と研究開発のニーズについて報告する。

**キーワード：**核不拡散，　保障措置，　JCPOA，　SLA

国際原子力機関（IAEA）による保障措置は、核不拡散強化のための制度の一つして、また、核不拡散の信頼醸成措置として、国際的な核不拡散の強化と原子力平和利用の推進に寄与してきた。

保障措置の目的は、当該国が IAEA との間で結ぶ保障措置協定に基づいて、①申告している核物質の転用がないこと、②申告している原子力施設において不正利用が行われていないこと、③未申告活動・核物質がないことを、IAEA が技術的に検認し、当該国が協定上の義務を履行している確証を与えることである。本制度において、「転用」、「不正使用」、「未申告活動・核物質」を検知するための保障措置技術が重要で、その技術の向上によって、制度は、より効果的、効率的なものになる。

本講演では、核不拡散における保障措置技術の重要性を踏まえ、IAEA 保障措置の課題と研究開発のニーズについて報告する。

主な内容としては、

1. IAEA 保障措置局の組織と予算
2. 保障措置を取り巻く昨今の動向－イラン JCPOA（Joint Program of Action）
3. 保障措置の最適化のための取組－国レベルの保障措置アプローチ（SLA）
4. 保障措置に関連するプロジェクト（MOSAIC（Modernization of Safeguards Information Technology）、ECAS(Enhancing the Capability of the Safeguards Analytical Laboratories)）
5. 保障措置の研究・開発の課題・ニーズ（保障措置長期 R&D 計画 2012-2023、2016-2017 保障措置開発・実施支援計画）

について紹介する。

本講演を通じて、IAEA 保障措置制度、保障措置技術、保障措置の研究開発ニーズに対する学会員の皆様の理解が深まり、保障措置技術の高度化に関する取り組みが強化されることを期待している。

---

*Masato Hori
Japan Atomic Energy Agency

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション
「核不拡散・核セキュリティ研究開発における今後の課題・ニーズについて」

# （2）核セキュリティに係る研究開発の課題・ニーズ（原子力安全と核セキュリティのインターフェイス）

(2) Needs and Challenges of Technology Development for Nuclear Security

*出町和之[1]，宮野廣[2]，西田誠志[3]，荒井滋喜[4]，
鈴木美寿[5]，木村祥紀[5]，中村陽[5]，成宮祥介[6]，鈴木正昭[7]
[1]東京大学，[2]法政大学，[3]聖マリアンナ医科大学，[4]元日本原子力学会，
[5]日本原子力研究開発機構，[6]関西電力，[7]東京理科大学

## 1. はじめに

原子力安全の定義とは、「適切な運転条件を確保し、事故の防止または事故の影響の緩和を達成することによって、不要な放射線の危険性から作業者、公衆、及び環境を防護すること」である。従って原子力発電所での原子力安全の果たす役割は事故を起こさないことであり、環境に放射性物質を放出することを極力避けることである。またセキュリティの定義とは、「核物質、その他の放射性物質またはそれに関連する施設に関わる物質の盗取、施設の破壊行為、不正なアクセス、不法な移転又はその他の悪意のある行為を防止し、検知し、それに対抗すること」である。核セキュリティの対象は原子力発電所に限らず、核燃料製造工場、核燃料サイクル施設、放射線取扱施設、核物質・放射性物質の輸送、核兵器関連施設など多岐に渡るが、原子力安全との連携において考えると、原子力発電所への妨害破壊行為が最も重要な脅威と考えられる。福島第一発電所事故の教訓により我々は、原子炉は安全上の重要機器が重畳して機能を失うことで原子力発電所が重大事故を起こすこともあり得ることを知った。すなわち人為的に安全上の重要機器を破壊し得る妨害破壊行為は、原子力プラントの核セキュリティでまず着目すべき脅威であり、その対策のためには、核セキュリティのみではなく原子力安全の視点も必要不可欠である。

## 2. 安全から見た包括的なセキュリティ対策の検討（ＳＳ分科会）

原子力安全の分野では、福島第一原子力発電所事故以降の新規制基準の導入において深層防護の概念を取り入れるなど過酷事故時アクシデントマネジメントへの対策が進化している。核セキュリティの分野でも原子力発電所を対象とする場合には、原子力安全分野で先行しているこれら知見を取り入れるなど、さらに進化する必要があるのではないか。

SS 分科会では平成 27 年度以降、安全とセキュリティとのインターフェイスを考える活動を行っている。平成 27 年度は内部脅威者に対する対策の案と提言とを取りまとめ、とくに IAEA による技術文書[1)]による枢要区域特定(Vital Area Identification: VAI)に基づき BWR に対して重大事故に至るおそれのある 8 シーケンスのうち高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失の 2 シーケンスについて枢要区域特定の試評価とターゲットセット(TS)およびプリベンションセット(PS)を求めた。

平成 28 年度以降は対象を PWR に移し、同様に重大事故に至るおそれのあるシーケンスについて枢要区域特定の試評価と TS, PS の導出をするとともに、起こってしまった場合の対応をどうするかと言うような深層防護の観点を取り入れた対策についての検討を行う。

[1] “Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities – Technical Guidance – “, IAEA Nuclear Security Series (NSS) No.16, 2012.

*Kazuyuki Demachi[1] Hiroshi Miyano[2], Seishi Nishida[3], Shigeki Arai[4], Mitsutoshi Suzuki[5], Yoshiki Kimura[5], Yo Nakamura[5], Yoshiyuki Narumiya[6] and Masaaki Suzuki[7]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Hosei Univ., [3]St. Marianna University School of Medicine, [4]Former AESJ, [5]JAEA, [6]KEPCO, [7]Tokyo Univ. of Science.

Oral Presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [2M09-11] Communication

Chair: Ryuichi Yamamoto (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2M09] Easy to understand communication tool of nuclear power words

*Shinichi Oiso[1] (1.Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2M10] A Study on relationship between the pros and cons of nuclear power generation and the respondent characteristics

*Tomoaki INAMURA[1], Reiko KUWAGAKI[1], Hiroyuki YAMADA[1] (1.CRIEPI)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2M11] Trend analysis of the point of view of secular change and social values based on the poll results on the use of atomic energy (2006-2015)

*Takeshi Iimoto[1], Noriaki Sakai[2], Itaru Takahashi[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Kazuhisa Kawakami[3], Hiroshi Kimura[4], Masayuki Tomiyama[5] (1.The University of Tokyo, 2.JAERO, 3.International University of Health and Welfare, 4.Public Outreach, NPO, 5.Okachimachi-Taito JH School)

---

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

# わかりやすく伝える原子力用語

Easy to understand communication tool of nuclear power words

*大磯眞一
(株)原子力安全システム研究所

福島第一原子力発電所事故以降、原子力発電についてわかりやすく説明して人々の理解を深めてもらう必要性が高まっている。このため、原子力用語について誤解やむずかしさを避けるための解説を行い、人々の理解に役立ててもらうための原子力用語解説集を作成した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所事故、原子力用語、安全対策、高経年化、言い換え

## １．緒言

原子力発電所の安全対策や高経年化等の用語に、福島第一原子力発電所事故に関する用語を追加して、検討用語を選定した。選定した用語についてわかりやすさを重視した解説を行った。一部用語については言い換えも試みた。

## ２．結果・考察

（1）用語解説集の想定利用者

原子力に関する知識があって原子力発電について説明する立場の人、具体的には電力事業者や原子力発電関連機関の広報担当者などを想定した。

（2）他の用語解説との違い

グループインタビューにより、説明を受ける人の用語理解や誤解に関する問題点および留意点をおさえながら、原子力安全システム研究所の社会システム研究所を中心に、日本原子力研究開発機構の広報実務者や、心理学と言語学の専門家が参加してまとめた。また、原子力安全システム研究所の技術システム研究所の協力を得た。

（3）検討用語の選定

原子力安全システム研究所の所員へのヒアリング調査などで選定した 55 語に、福島第一原子力発電所事故以降、重要度が増した 12 語を加えて 67 語を選定した。選定した用語については、原子力の基礎、安全対策、高経年化、原子燃料サイクル、廃棄物、防災、セキュリティの 7 つの重点分野から、選定に漏れがないかどうかをチェックした。

（4）用語解説の項目

「簡単に」「詳しく」「角度を変えて」の 3 段階で解説を行った。「簡単に」は、一文ほどの簡潔な解説である。「詳しく」は、より詳しい一段落から二段落ほどの文章による解説である。「角度を変えて」は、幅広い知識を得られるよう、関連知識も説明したものである。

さらに、原子力発電について説明する際の利便性を考え、「誤解に注意」「わかりやすく伝えるポイント」「複合語」「関連語」を記載した。また、「図解のポイント」を作成し、「参考文献」もつけた。

（5）わかりやすい言い換えの試み

絞り込んだ 67 語を対象として言い換えが可能かどうか検討を行い、学術用語や完全に定着している用語、言い換え不可能な用語などを除く消去法で選定した。また、用語以外に、不適切な用語表現についても言い換えを検討した。用語の言い換え例としては、「保障措置」を「核転用防止措置」と言い換えた。不適切な用語表現の言い換え例としては、ガラス固化体について、「ガラスに閉じ込める」という表現を「ガラスに混ぜ込む」と言い換えた。

## ３．今後の課題

時間の経過とともに解説が変化する一部用語については、引き続き最新内容へと修正を続けていく必要がある。

*Shinichi Oiso
Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

# 原子力発電に対する賛否と回答者特性との関係に関する研究

A Study on relationship between the pros and cons of nuclear power generation and the respondent characteristics

*稲村 智昌[1]，桑垣 玲子[1]，山田 博幸[1]
[1]電中研

原子力発電所立地地域及び大都市圏の住民を対象として、原子力発電について入手している情報の内容や情報源の特徴、求めている情報の内容等を把握するために、インターネット調査を実施した。本報告では、原子力発電に対する賛否と確率・頻度の理解等との関係について分析した結果を紹介する。
**キーワード**：原子力発電に対する賛否、確率・頻度の理解、リスク認知、社会調査

## 1. インターネット調査の概要

調査会社に登録されている Web モニターを対象に、原子力発電所立地地域(女川、東海第二、柏崎刈羽、伊方、玄海、川内)の原則 50km 圏内の居住者及び関東・関西大都市圏の居住者の合計 8000 名について、年代及び性別で 100 名ずつ各地域に均等に割り付けて調査を実施した(5 年代×2 性別×8 地域)。調査期間は 2016 年 2 月 19 日から 2 月 29 日までであり、回答数合計は 9902 名(男性 5125 名、女性 4777 名)となった。

## 2. 調査結果の概要

原子力発電のリスク認知(「とても危険」(26.6%)、「危険」(20.3%)、「どちらかといえば危険」(22.9%)、「どちらともいえない」(23.4%)、「どちらかといえば安全」(4.6%)、「安全」(1.6%)、「とても安全」(0.6%))、原子力発電の仕組みに関する主観的知識量(「よく知っている」(9.0%)、「多少知っている」(56.9%)、「知らない」(34.1%))、原子力発電に対する賛否等についての回答を得た。また、広田(2012)[1]を参考に、簡単な確率計算の問題に解答してもらうことにより、数理処理能力の把握を試みた。

### 2-1. 原子力発電に対する賛否

原子力発電に対する賛否について、賛成から反対までの 10 段階で質問した。本報告では、賛成寄りの 4 層を「賛成」(27.1%)、「どちらかというと賛成」(21.0%)と「どちらかというと反対」(16.3%)の 2 層を「中間」、反対寄りの 4 層を「反対」(35.5%)と定義する。

### 2-2. 原子力発電に対する賛否と事故リスクの頻度表現に対する理解との関係

原子力発電に対する賛否と、事故リスクの頻度表現($10^{-5}$/年)に対する理解との関係を図に示す。全体的には、「可能性は低いが、ゼロではない」という回答が最も多い。「中間」は、「どのくらいのリスクなのかわからない」という回答が他よりも多い。「賛成」は、「今後 100000 年は、大事故は起きない」という回答が他よりも多く、「明日にでも大事故が発生する可能性が高い」という回答が他よりも少ない。「反対」は、「明日にでも大事故が発生する可能性が高い」という回答が他よりも多い。

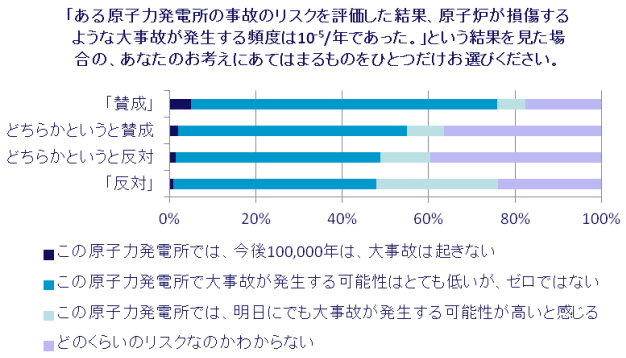



図　原子力発電に対する賛否と事故リスクの頻度表現に対する理解との関係

### 2-3. 考察

同じ事故リスクの表現($10^{-5}$/年)を聞いたときに、「明日にでも大事故が発生する可能性が高い」と理解する割合は、「賛成」より「反対」の方がかなり多い。しかし、数理処理能力に関しては、「賛成」と「反対」との間に顕著な差は見られなかった。このことから、数理処理能力は同程度であっても、同じ頻度表現($10^{-5}$/年)については、「賛成」より「反対」の方が切迫していると捉える割合が多いと言える。また、「反対」の約半数が原子力発電を「とても危険」と認識している等の結果が得られており、原子力発電のリスク認知と賛否との間には相関がある。リスク認知の差が頻度表現に対する理解に影響するのか、頻度表現に対する理解の差がリスク認知の差につながるのか等については、今後のインターネット調査やグループインタビュー調査等でさらに検討したい。

### 参考文献

[1] 広田,「ニューメラシーによる意思決定バイアスの違い～インターネット実験での一般標本による検討～」, 日本心理学会第 75 回大会発表論文集, 2012.

*Tomoaki INAMURA[1], Reiko KUWAGAKI[1] and Hiroyuki YAMADA[1]
[1]CRIEPI.

# 原子力利用に関する世論調査結果（2006～2015 年度）に基づく経年変化及び社会性価値観の視点での傾向分析

Trend analysis of the point of view of secular change and social values based on the poll results on the use of nuclear energy (2006-2015)

*飯本武志[1]，坂井識顕[2]，川上和久[3]，木村浩[4]，富山雅之[5]，高橋格[2]，河崎由美子[2]，船越誠[2]
[1]東京大学，[2]日本原子力文化財団，[3]国際医療福祉大学，
[4]NPO 法人パブリック・アウトリーチ，[5]台東区立御徒町台東中学校

原子力に対する世論は、事故や災害などの出来事があるごとに変動する傾向があるため、2006 年度から全国規模の世論調査を経年的、定点的に実施し、原子力に関する世論の動向を把握する取り組みを進めてきた（調査対象：全国 15～79 歳男女個人（1200 人）、サンプリング：住宅地図データベースから世帯を抽出し個人を割当、標本数の配分：200 地点を地域・市郡規模別の各層に比例配分、手法：個別訪問留置調査）。
**キーワード：**世論調査、原子力利用、経年変化、社会性価値観

本調査で得られた知見を示すとともに、社会性価値観の視点を踏まえた情報発信のあり方を考察する。

**【原子力のイメージ】**「悪い」、「複雑」、「危険」、「信頼できない」、「不安」という否定的なイメージに傾くとともに「役に立つ」という肯定的なイメージも持っている。「必要」「不必要」については意見が分かれている。福島第一原発事故前後では、「信頼できない」と「不安」が増加、「必要」が減少。最も回答が多い「危険」は差が見られないため、事故前より「危険」と認識され、事故後もその認識は変化していない。

**【原子力やエネルギーへの関心】**突出して高い項目は、「地球温暖化」。次いで「放射線による人体の影響」、「原子力施設のリスク」、「放射性廃棄物の処分」。これらの項目は前年度に比べてポイントが増加しており、COP21 や九州電力（株）川内原子力発電所の再稼働関連のニュースを受け、関心が高まったと推測される。

**【原子力利用に関する考え】**最も多い意見は、「原子力発電をしばらく利用するが、徐々に廃止していくべきだ」（47.9%）。次いで、「原子力発電は即時、廃止すべきだ」（14.8%）。一方で、原子力発電維持の意見は 10%程度で、「わからない」は 22.9%であった。前年度も同様な質問をしたが、大きな差は見られない。

**【原子力やエネルギーに関する日頃の情報源】**性別、年代問わず、「テレビ（ニュース）」が突出してポイントが高い。次いで「テレビ（情報番組）」、「新聞」と続く。「家族、友人、知人との会話」は、2 割程度とポイントは高くないが、性別、年齢を問わず、原子力などの日頃の情報源として一定の割合を担っている。

**【社会性価値観の視点を踏まえた情報発信のあり方】**自治体や地域社会などのボランティア活動や地域の行事等への参加、選挙への投票など、「社会」に対して強く関わりを持とうとしている「社会性価値観が高い層」は、普段から原子力に対して関心を持ち、やや専門的な情報も積極的に入手しており、原子力に対するイメージなどに対し、肯定的、否定的の双方ではっきりとした意見を持っている傾向がある。また、マスメディア等からの情報の影響を多様に受けている可能性が高く、家族、友人等との会話によって、周囲へ影響を与える可能性も高い。そのため、今後、情報発信する際、性別や年代、職業だけでなく、地域のオピニオンリーダー的な役割を担う「社会性価値観が高い層」を意識して情報提供すべきと考える。

本調査は、（一財）日本原子力文化財団が（一財）電力中央研究所より委託を受け、有識者で構成された委員会で議論した結果を取りまとめている。2016 年度も継続的に調査を実施し、経年変化の分析を行う。詳細な結果はホームページ上で公開されている。http://www.jaero.or.jp/data/01jigyou/tyousakenkyu_top.html

*Takeshi Iimoto[1],Noriaki Sakai[2],Kazuhisa Kawakami[3],Hiroshi Kimura[4],Masayuki Tomiyama[5],Itaru Takahashi[2],
Yumiko Kawasaki[2] and Makoto Funakoshi[2]
[1]Tokyo Univ.,[2]JAERO, [3]International Univ. of Health and Welfare ,[4]Public Outreach, Non-Profit. , [5]Okachimachi-Taito JH School

Oral Presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 8, 2016 3:35 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 6:35 AM - 7:40 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [2M12-15] Consensus-building

Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

### [2M12] Public Policies Building of Energy Security

(1)Study on the transition of the issues surrounding Atomic Energy Policy post the Fukushima accident

*Yuko Koito

---

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

### [2M13] Present situation for resuming the operation of UTR-KINKI

*Sin-ya Hohara[1], Wataru Sugiyama[1], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1], Hirokuni Yamanishi[1], Genichiro Wakabayashi[1], Tetsuo Itoh[1] (1.Kindai Univ.)

---

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [2M14] Development of a Model to Optimize Global Use of Nuclear Energy Considering Nuclear Fuel Cycle

*Undarmaa Baatarkhuu[1], Kenta Horio[1], Komiyama Ryoichi[1], Yasumasa Fujii[1] (1.School of Engineering The University of Tokyo)

---

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [2M15] Analysis of the structure of Genshiryoku-mura toward a paradigm shift of consensus building (6)

Hideki Yukawa and Safety Myth

*Tetsuo Sawada[1] (1.Tokyo Tech./Lab. for Advanced Nucl. Energy)

---

4:35 PM - 4:40 PM JST | 7:35 AM - 7:40 AM UTC

### Time reserved for Chair

# エネルギー安全保障をめぐる合意形成
# （1）福島事故以降の原子力政策に関する論点の推移の考察

Public Policies Building of Energy Security

(1) Study on the transition of the issues surrounding Atomic Energy Policy post the Fukushima accident

*小伊藤　優子[1]

[1]拓殖大学大学院国際協力学研究科博士後期課程修了

本研究は、福島第一原子力発電所事故以降のエネルギー政策における原子力利用に関する国民的合意形成メカニズムを検討するものである。本報では、エネルギー安全保障を我が国の広義の安全保障問題と捉え、大局的な論点の推移及び多様な行為主体の活動と役割に着目し、政策形成過程を検討した。

**キーワード：**エネルギー安全保障，原子力政策，合意形成，政治史学的実証研究

## 1. 緒言

我が国のエネルギー政策における原子力利用の論点は、石油危機によるエネルギー安全保障の認識後、TMI 及びチェルノブイリ事故以降の原子力の停滞を経て、温室効果ガス削減のための原子力ルネッサンスと推移した。福島第一原子力発電所事故（以下、福島事故と記載）後には一時的に原子力発電は完全停止したものの、エネルギー安全保障の観点から自給率の確保の重要性に変わりはなく、原子力発電を含めた電源構成比の見通しが示されている。これらの政策は必ずしも国民的な合意が形成されている状況ではなく、今後の実行については、地域性を越えた国民的合意の形成が求められている。

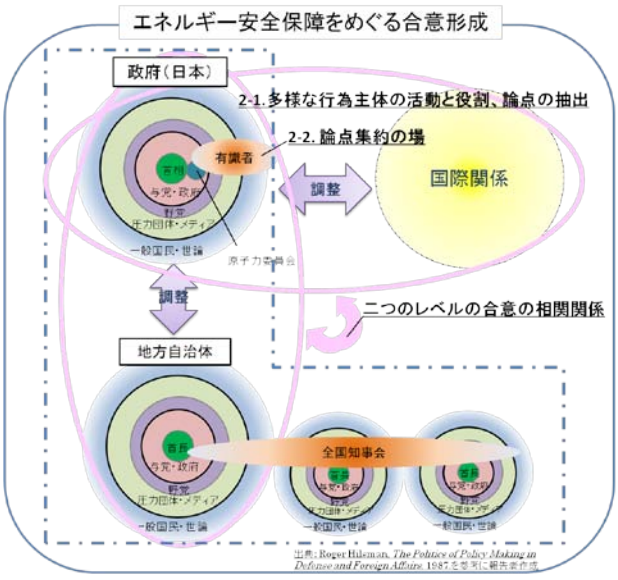
## 2. エネルギー安全保障をめぐる合意形成メカニズム

### 2-1. 政治史的実証研究：多様な行為主体の活動と役割を解明、論点を抽出

エネルギー政策における原子力利用に関する合意形成は、基地問題等の安全保障政策における合意形成過程との相似性がある。原子力政策は、政府がエネルギーの安定供給、原子力関係者が事故原因に対する反省と緊急時対応の対策、そして各自治体の首長によって構成される全国知事会が原子力災害対策を検討しているが、課題の認識や重きをおく点にずれが生じている。

### 2-2. 同心円モデル：論点集約の場を検討

原子力利用に関する認識の隔たりやズレについて、各影響層をこえて論点を集約することが可能な有識者の役割に注目した。有識者は、エネルギー政策を総合安全保障政策として議論する知的枠組みの形成が可能であり、原子力利用における議論の充実が期待できる[2]。




## 3. 今後の研究展望

福島事故後、原子力利用の論点としてエネルギー安全保障に関する合意形成は重要な時期を迎えている。今後は、合意形成のための論点集約の場の分析を進めると共に、「国際レベル」と「国内レベル」の原子力利用に関する合意の相関関係を明らかにする。さらに、政治史学的実証研究により論点の推移を考察し、世代を超えて継続可能な合意形成の在り方について検討する。

## 参考文献

[1] 豊田正和、森本敏、一般財団法人日本エネルギー経済研究所『エネルギーと新国際秩序』（株式会社エネルギーフォーラム、2014 年）。

[2] 小伊藤優子「佐藤政権期における基地対策の体系化―ふたつの有識者研究会の活動と役割の考察を中心に」渡邉昭夫編著『戦後日本の安全保障 1972～1994―記憶と記録の日米安保』（千倉書房、2016 年）。

*Yuko Koito[1].

[1]Takushoku University Graduate School / Ph. D.

# 近畿大学原子炉の再稼働に向けた現状

Present situation for resuming the operation of UTR-KINKI

*芳原　新也[1]，杉山　亘[1]，左近　敦士[1]，橋本　憲吾[1]，
山西　弘城[1]，若林　源一郎[1]，伊藤　哲夫[1]
[1]近畿大学原子力研究所

2016 年 5 月 11 日に近畿大学原子炉（以下、「近大炉」という。）の新規制基準に対する設置変更が許可された。原子炉を再稼働させるためには「設計及び工事の方法の認可」受けて原子炉施設の変更工事を実施することと、原子炉施設の運用約束である保安規定の認可を受けることが必要となる。本発表においては、近大炉の再稼働に向けた上記作業の状況を報告する。

**キーワード：**近畿大学原子炉、再稼働、認可、保安規定、設計及び工事の方法

## 1. 緒言

2013 年 12 月に施行された「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「試験炉構造基準規則」という。）により、日本国内の試験炉に対する法定技術基準が更新された。2016 年 7 月現在において、全ての試験研究炉は再稼働に係る行政手続きの最中にあり、運転を停止した状態にある。近大炉は、2016 年 5 月 11 日に試験炉構造基準規則に適合しているとして設置変更の許可を受けたが、再稼働に向けて幾つかの認可・合格を受ける必要がある。本発表においては、上記工程の現状について報告する。

## 2. 再稼働までの手続き

試験研究炉において、設置変更許可の後、原子炉の再稼働には次の 5 工程；①保安規定の改訂、②品質保証活動体制の更新、③設計の変更及び工事の認可（以下、「設工認」という。）、④使用前検査、⑤施設定期検査において、それぞれ認可・合格を受ける必要がある。

許可の下りた設置変更許可申請書に記載の全事項については、運用規定または設備機能で実現する必要があり、①保安規定改訂及び③設工認に基づく工事がこれにあたる。また、設工認にあたり品質保証活動体制を「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」（以下、「試験炉設工認品証規則」という。）に適合させる必要がある。なお、試験炉設工認品証規則解釈は、実用炉設工認品証規則解釈と同様の記載内容となっているため、試験研究炉事業者においては、日本電気協会の「原子力安全のためのマネジメントシステム規定」（JEAC4111-2013）又は同程度の品質保証活動体制を整備する必要がある。

上記の手続き後に、更新した設備の使用前検査及び運転停止後に延長継続している施設定期検査に合格して、原子炉の運転を再開させることが出来る。

## 3. 近大炉の現状

近大炉においては、2016 年 7 月 4 日現在において、保安規定の改訂申請及びヒアリング及び品質保証活動体制の更新及び設工認の一部の申請まで完了している。当日は、近大炉における上記手続き及び進捗状況について報告する。

---

*Sin-ya Hohara[1], Wataru Sugiyama[1], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1], Hirokuni Yamanishi[1], Genichiro Wakabayashi[1], Tetsuo Itoh[1]

[1]Kindai Univ. AERI

# 核燃料サイクルを考慮した世界の原子力利用最適化モデルの開発

Development of a Model to Optimize Global Use of Nuclear Energy Considering Nuclear Fuel Cycle

*バータルフー　ウンダルマー[1]，堀尾 健太[1]，小宮山 涼一[1]，藤井 康正[1]

[1]東京大学

エネルギー安全保障や気候変動対策等を踏まえると，世界全体では引き続き原子力発電利用が継続すると見られているが，原子力の恩恵を最大限に享受するためには，資源制約や廃棄物処理処分など様々な要素を含めて，適切な利用を考える必要がある。本研究では，経済性や核物質収支等を考慮して，世界規模での原子力利用の最適化を行うモデルを開発した。

**キーワード：**核燃料サイクル，経済モデル，線形計画

## 1. 緒言

本研究で開発したモデルは，線型計画法を用い，核燃料サイクルの総費用の最小化を通じて，原子力発電の運用を決定するものである。これにより，経済合理性や資源制約などを考慮した原子力利用の最適化を目指す。なお，本研究の対象期間は 100 年（1 年を 1 時点として 100 時点）である。

## 2. モデルの開発

### 2-1. 核燃料サイクルの考慮

本モデルにおける核燃料サイクルは，資源採掘，濃縮，燃料製造，発電，使用済燃料（SF）中間貯蔵，SF 再処理，SF 及び高レベル放射性廃棄物の最終処分から構成する。発電過程では従来の軽水炉や重水炉に加え，将来的な導入が期待されている高速増殖炉，高温ガス炉及びトリウム燃料炉も対象とする。また，燃料組成データは既存の研究[1][2]を基に，自然崩壊による組成変遷を考慮して作成した。

### 2-2. 定式化

目的関数：全時点における核燃料サイクルの総費用を，割引率を考慮して現在価値に換算した値が最小化の対象となる(式 1)。 サイクルの総費用は，固定費（各種原子炉，各種工程設備）と可変費（燃料費，各工程運用費）の総和からなる。

$$\boldsymbol{Minimize\ obj} = \sum_y \boldsymbol{\sigma} \times (\boldsymbol{fc_y} + \boldsymbol{vc_y}) \quad \textbf{(1)}$$

（$\sigma$ 割引率項，$fc_y$ 固定費，$vc_y$ 可変費，y 時点）

制約関数（例）：主な制約条件として，電力需給バランス（式 2），設備容量制約（式 3），SF 貯蔵制約（施設内・施設外），核物質の需給バランス（U, Pu）（式 4,5），ウラン資源量制約等， Pu 富化度制約などを考慮した（制約条件式の総数 334, 315 本，対応する変数 1, 603, 988 個）。

$$\sum_p gen_p = Load + X_i \times swu \quad (2)$$

$$gen_{y,p} \le kp_{y,p} \times URP \times 8.76 \quad (3)$$

（$gen$ 発電量 ，$Load$ 原子力需要，$p$ 原子炉，$X_i$ $swu$当たりの消費電力，$kp$ 容量，$URP$ 稼働率）

$$\boldsymbol{un_y} = \sum_{f,b} \boldsymbol{uf_{y,f,b}} + \sum_d \boldsymbol{ud_{y,d}} \quad (4)$$

$$\boldsymbol{\rho_n \times un_y} = \sum_{f,b} (\boldsymbol{\rho_{f,b} \times uf_{y,f,b}}) + \sum_d \boldsymbol{\rho_d \times ud_{y,d}} \quad (5)$$

（$\rho_n$ 天然ウラン$un_y$の $^{235}$U 濃度，$\rho_{f,b}$ バッチ b 燃料$uf_{y,f,b}$の $^{235}$U 濃度，$\rho_d$ 劣化ウラン$ud_{y,d}$の $^{235}$U 濃度）

## 3. 結果（例）

右図は，世界の原子力発電容量の年間増加率を 2.3%，ウラン価格の年間上昇率を 4%に設定したシナリオ([3]参照)における原子力発電容量構成の計算結果の例である。

対象期間の前半に既存の軽水炉(BWR, PWR)は改良型軽水炉(ABWR, APWR)に置き換えられた。後半では，ウラン価格の上昇により MOX 燃料で発電する高速増殖炉(FBR)の経済的競争力が上がり，発電構成上重要性を持つ結果になった。

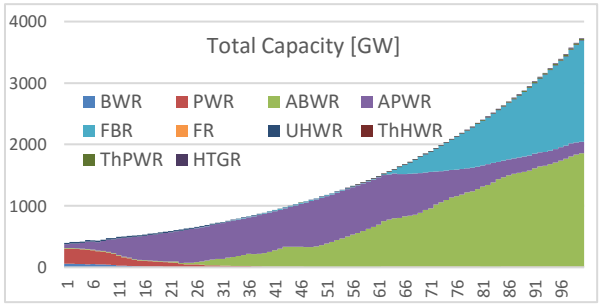



図.　原子力容量構成推移

**参考文献**

[1]小藤 博英，小野 清. プルトニウム多重リサイクルによる同位体組成変化の解析. (1997)

[2] IAEA. Role of Thorium to Supplement Fuel Cycles of Future Nuclear Energy Systems. (2012)

[3] IEA. World Energy Outlook 2014. (2014)

*Undarmaa Baatarkhuu[1], Kenta Horio[1], Ryoichi Komiyama[1] and Yasumasa Fujii[1]

[1]The University of Tokyo.

# 原子力ムラの構造分析から合意形成論へ(6)
# 湯川秀樹と安全神話

Analysis of the structure of *Genshiryoku-mura* toward a paradigm shift of consensus building (6)
- Hideki Yukawa and Safety Myth -

*澤田　哲生[1]

[1]東京工業大学・先導原子力研究所

原子力の〝安全神話〟の原型は厚生省によって仕込まれた。そのことを歴史資料から明らかにする。

**キーワード：**原子力ムラ、湯川秀樹、安全神話、関西原子力、厚生省

## 1. 緒言

湯川秀樹は原子力委員は、いわゆる「関西原子力」の立地に尽力した。最初の候補地は宇治市であったが、万一の原子炉事故時の水源汚染問題が端緒となり、当時の厚生省から絶対的安全が確保されなければ立地は極めて難しいとの注文がついた。これが我が国の原子力研究開発史における安全神話の発祥である。

## 2. 方法

研究方法は、湯川史料および関連する文献などの分析と原子力関係者への聞き取り調査である。

## 3. 〝安全神話〟のプロトタイプ

昭和３２年１月１３日の毎日新聞に次のようなタイトルの記事が掲載された。**宇治の原子炉 厚生省が反対；〝万一の場合最悪〟再検討を申し入れ―〝もうイヤになった―そんなに学者不信なら〟湯川博士談。**昭和３１年、京都大学についた予算から、関西研究用原子炉(第３号原子炉)が立地に向けて動き出した。そして沢山の候補地から最適として残ったのが宇治と舞鶴であった。この２候補を京大と阪大の合同チームが精査して宇治に軍配が上がった。しかし、宇治は淀川の上流に位置し、大阪府一帯８００万人(当時)の水源である。安全確保への配慮は湯川らが最も気にした点であり、「大水や地震などの突発事故が発生した場合でも決して宇治川を対策が立てられ経費の上からも実行可能なことが分かった。」と胸を張った。これに対して、厚生省楠本環境衛生部長の横ヤリが入った。〝もし地震で炉がやられ、放射能の水が溢れ出しはしないのか〟〝肝心のウラン燃料の残りカスはどうするのか〟果ては〝実験室の中の汚れた空気の行方は？･･･。心配の種は尽きぬ〟という。一方で、「大阪府でも絶対反対の立場をとっており、十二月には赤間大阪府知事から厚生省に陳述書が出され、また兵庫県でも反対の動きが起きている。」と記事は締めくくっている。厚生省は、十四日にも文部省、科学技術庁に再検討を申し入れ協議することになっており、それに対して湯川はこう言っている。「学者の結論がそんなに信用されぬなら私はやめたい。」

## 4. 霞が関が生んだ〝絶対〟安全神話のプロトタイプ

**このようにして、**〝学者の結論〟を信用しないという霞が関の構図の中から、〝絶対〟安全神話の原型が発祥したのである。関西原子炉は、その後阿武山、交野、四条畷と丸５年を遍歴し熊野町に辿り着いた。

**参考文献**

[1] 門上登史夫「実録 関西原子炉物語–熊取に第三の火が灯るまで」（日本興論社、昭和３９年４月）

*Tetsuo Sawada[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, Research Laboratory for Nuclear Reactors

Oral Presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 8, 2016 4:40 PM - 5:45 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 7:40 AM - 8:45 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [2M16-19] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security 1

Chair: Mitsutoshi Suzuki (JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

### [2M16] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(1)Outline of the study

*Kazunori Suda[1], Ryo Shimizu[1], Lisa Kokaji[1], Makiko Tazaki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

### [2M17] Introduction of emerging technologies to nuclear nonproliferation verification regime

Case study on the use of satellite imagery analysis in the IAEA safeguards

*Kenta Horio[1], Yuichiro Nagai[1], Byungdug Jun[2], Satoshi Hirose[2], Tatsujiro Suzuki[2] (1.University of Tokyo, 2.Nagasaki University)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

### [2M18] Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics

(1)Multivariate Analysis Tool Development and Application to Nulcear Source Material Attribution

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[1], Ayako Okubo[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

### [2M19] Study on optimum thickness of moderator used in Differential Die-away Analysis in active neutron NDA system

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Hiroshi Tobita[1], Masatoshi Kureta[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:45 PM JST | 8:40 AM - 8:45 AM UTC

Time reserved for Chair

# 核不拡散、核セキュリティの推進方策に関する研究 （1）全体概要

A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security (1) Outline of the study

*須田　一則[1]，清水　亮[1]，小鍛治　理紗[1]，田崎　真樹子[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力の平和利用を推進していく上で不可欠な核不拡散（保障措置や計量管理の情報等を含む)、核セキュリティ（２Ｓ）の双方を推進するため、２Ｓの相乗効果の活用と、一方で障害があればそれを除去するために必要な方策について、技術的な視点から調査・分析する。

**キーワード：**核不拡散，保障措置，核セキュリティ，相乗効果

## 1. 緒言

国際原子力機関（IAEA）は、核物質の計量管理情報等の査察時における確認や補完的なアクセス等を踏まえ、「保障措置下にある核物質の転用」及び「未申告の核物質及び原子力活動」が存在しない等を、IAEA 保障措置実施報告書にて毎年報告している。一方核セキュリティについては、IAEA の勧告（INFCIRC/225/Rev.5）等を踏まえ、国内規制に適宜反映され、これまで適切に運用が行われている。これら２Ｓに係る強化・効率化については従来それぞれ独立して実施されてきたものであるが、更なる向上を目指し、原子力施設の計量管理情報の内部脅威対策への利用について、IAEA にて議論が行われつつある。本発表では、２Ｓに係る更なる強化・効率化に向けて検討を行うものである。

## 2. 研究の概要

２Ｓに係る情報・技術を相互に活用することで相乗効果が期待されるが、これまでは、それぞれのＳの強化が実施されてきた。IAEA は、核セキュリティシリーズ 25-G「施設における核セキュリティ目的のための核物質の計量及び管理の利用（NMAC)」を刊行し、計量管理情報の核セキュリティ（内部脅威対策）への適用について議論が進められている。

本研究では核不拡散と核セキュリティの双方を推進するための情報・技術、２Ｓの相乗効果と障害があればそれを除去するための方策について、技術的な視点から調査・分析を行う。検討項目としては、従来の計量管理・保障措置技術及び将来技術の調査、核物質の盗取・妨害破壊行為を検知・防止するための監視カメラ（映像の分析技術を含む)、位置情報等の核セキュリティ技術の調査等、これらの双方向の相乗効果等について検討を行い、再処理、燃料加工施設等の現状施設、低除染・MA 入り燃料等の将来施設への適用性の検討を実施する。また、諸外国の２Ｓに係る規定の調査等を踏まえ、適用に係る制度的な課題の有無について検討するなど、全体計画を策定した。さらに上記の計量管理情報・機器の核セキュリティへの相乗効果として、NMAC の MOX 燃料加工施設への適用性について基礎的検討を実施した。

## 3. 結言

本報告では、２Ｓに係る更なる強化・効率化を目指して、原子力施設における２Ｓの相乗効果に係る研究内容の全体概要を示すとともに、NMAC の適用性について検討を行い、核セキュリティ上も効果が期待できることを明らかにした。

## 参考文献

[1] Use of Nuclear Material Accounting and Control for Nuclear Security Purposes at Facilities, IAEA Nuclear Security Series

*Kazunori Suda[1], Ryo Shimizu[1], Lisa Kokaji[1], Makiko Tazaki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 核不拡散の検証制度への先端技術の導入に関する一考察
# IAEA 保障措置における衛星画像解析の活用を例として

Introduction of emerging technologies to nuclear nonproliferation verification regime
Case study on the use of satellite imagery analysis in the IAEA safeguards

*堀尾 健太[1]，永井 雄一郎[1]，全 炳徳[2]，広瀬 訓[2]，鈴木 達治郎[2]
[1]東京大学，[2]長崎大学

国際原子力機関（IAEA）保障措置では，技術の発展・革新に伴い，検証能力の強化や効率化を目的として，様々な先端技術を導入している。本稿では，導入された技術の一例として衛星画像解析を取り上げ，IAEA 保障措置における活用の歴史的展開や事例等を分析し，今後の制度運用への示唆を考察する。

**キーワード：核不拡散，検証，保障措置，衛星画像解析**

## 1. 緒言

1991 年のイラクの秘密裏の核開発計画の発覚などを受け，IAEA は保障措置強化のための検討を行った。検討結果は既存の協定下で実行可能な施策と新たな法的枠組みが必要な対策に整理されたが，前者の中には環境サンプリングや情報分析が含まれ，情報分析に関する先端技術の 1 つが衛星画像解析であった。

## 2. IAEA 保障措置における衛星画像解析の活用

### 2-1. 歴史的展開

商用衛星画像解析の IAEA 保障措置への活用について本格的な検討が開始されたのは 1998 年である（[1]）。当時，従来よりも解像度の高い商用リモートセンシング衛星の打上げが複数計画されており，IKONOS の打ち上げ（1999 年 9 月）を皮切りに商用衛星の市場は大きく変革した。実際に商用衛星画像解析が行われ始めたのは 1999 年だが（[2]），当初，活動のリソースは加盟国による自発的な拠出・貢献に依存していた。人件費を含め，衛星画像解析にかかる予算が通常予算化したのは 2004 年である。その後 2011 年の組織改編によって保障措置局の情報分析機能が強化され，2016 年 3 月時点では衛星画像解析の担当部署には 15 名以上の職員が在籍している。また現在は衛星画像と地理空間情報を組み合わせて分析を行っている（[3]）。

### 2-2. 活用事例

イラン：ウラン濃縮施設やパルチン軍事施設等について，過去の履歴（建設を含む）や現在の活動状況の確認に活用。他の衛星画像のクロスチェックにも利用。

北朝鮮：現在 IAEA は北朝鮮の施設にアクセスできておらず，核実験場を含め衛星画像解析で状況を把握。

シリア：過去の建設活動の確認や査察の実施直前の状況確認に活用。ただし，商用の高解像度画像が入手できない時期もあり，その際は加盟国から提供された情報のみを利用。

## 3. 考察：検証制度への先端技術導入の条件

法的根拠：衛星画像解析の場合，オープンソースの情報分析という位置づけで，法的な問題はなかった。

リソース：国際機関は予算や人員に限度があることから，漸進的に体制を整備せざるを得なかった。

調達可能性：サービスとして適正な価格と質で調達できなければ有効な活用は難しい。特に情報分析に用いる場合，信頼性・中立性の観点からサービス供給者の多様性が重要である。

### 参考文献

[1] C. Andersson, IAEA Safeguards: Cost/Benefit Analysis of Commercial Satellite Imagery, SKI Report 99:14, March 1999
[2] IAEA, Strengthening the Effectiveness and Improving the Efficiency of the Safeguards System and Application of the Model Protocol, GC(44)/12, 2000
[3] J. Rutkowski et al, The Implementation and Use of the Geospatial Exploitation System within the IAEA's Department of Safeguards, Journal of Nuclear Materials Management, Volume XLIV No.2, 39-44, 2016

*Kenta Horio[1], Yuichiro Nagai[1], Byungdug Jun[2] , Satoshi Hirose[2] and Tatsujiro Suzuki[2]
[1]The University of Tokyo, [2]Nagasaki University

# 核鑑識の属性評価における核物質異同識別手法の研究
# （1）多変量解析ツールの開発と核原料物質への適用

Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics

(1) Multivariate Analysis Tool Development and Application to Nuclear Source Material Attribution

*木村 祥紀[1]，篠原 伸夫[1]，大久保 綾子[1]

[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構では、核鑑識分析における分析データと核鑑識ライブラリと呼ばれるデータベースの情報を比較することで核物質の異同識別を行い、サンプルの起源や履歴といった属性を特定する属性評価手法の開発を進めている。本発表では、核鑑識において属性評価に使用する多変量解析ツールの開発について報告し、ウラン鉱石などの核原料物質について多変量解析手法を適用した異同識別方法について考察する。

**キーワード**：核鑑識、核セキュリティ、多変量解析、核原料物質

## 1. 緒言

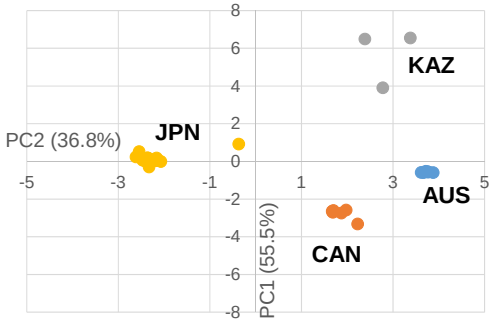
原子力機構では、犯罪現場や不法移転等の現場から押収された核物質等の出所・履歴といった属性を特定する核鑑識技術に関する研究開発の一環で、核鑑識分析で得られた分析データと核鑑識ライブラリと呼ばれるデータベースの情報を比較することで核物質の異同識別を行い、サンプルの起源や履歴といった属性を特定する属性評価手法の検討を進めている。

## 2. 核鑑識属性評価における多変量解析ツールの開発

核鑑識における属性評価では、押収された核物質等の同位体や不純物の組成といった分析データを核鑑識ライブラリに登録している既知の物質と比較し、該当物質を特定するための解析を行う。この定性分析におけるアプローチとしては、既知試料間のグループ化と、未知試料がどのグループに帰属するかを検討するものがあり、これらに適用する解析的手法として多変量解析手法が分析化学等の分野において広く適用されている[1]。原子力機構では、核鑑識属性評価における定性分析の目的を達成するためのツールとして、主成分分析、クラスター分析、線形回帰判別分析、PLS 回帰判別分析の４つの手法を解析モジュールとして備えた多変量解析ツールを開発した。

## 3. 多変量解析手法による核原料物質の異同識別方法の検討

核原料物質を対象とした核鑑識属性評価においては物質の異同識別と産地特定が重要な目的となるが、ウラン鉱石やその精製物に不純物として含まれる元素組成が核鑑識における重要な情報となることが知られている[2]。本検討では核原料物質を対象とした核鑑識属性評価について、多変量解析手法によるウラン鉱石等の異同識別方法について検討した。日本を含む複数国で産出されたウラン鉱石に含まれる希土類元素組成をもとに、主成分分析によって産出国別の異同識別解析を行った結果を例として図に示す。本検討により、ウラン鉱石など核原料物質の不純物元素組成に多変量解手法を適用することで、異同識別と産地特定が可能であることが示された。




### 参考文献

[1] 三井利幸 他、分析化学 Vol.53, No.8, 773-791 (2004).

[2] Z. Varga et. al, Radiochim. Acta 98, 771-778 (2010).

---

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[2] and Ayako Okubo[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency..

# アクティブ中性子 NDA 装置内 DDA 用モデレータの最適厚さの研究

Study on optimum thickness of moderator used in Differential Die-away Analysis in active neutron NDA system

*大図 章[1]，前田 亮[1]，米田政夫[1]，飛田浩[1]，呉田昌俊[1]
[1]原子力機構

小型中性子源を利用した様々な核不拡散用アクティブ中性子分析技術を統合した次世代型核物質用非破壊測定装置を開発中である。本報では、核分裂性核種量を測定するダイアウェイ時間差分析装置の性能に大きな影響を与える測定サンプルの周囲に配置するモデレータの厚みを最適化する研究に関して報告する。
**キーワード：非破壊測定、核不拡散、核燃料物質、ダイアウェイ時間差分析、シミュレーション**

## 1. 緒言

原子力機構では、従来測定技術では測定が困難な MA 核変換用 MA-Pu 燃料などの高線量核燃料や共存物質が多数含まれる核物質を対象とする中性子源を用いた次世代の非破壊測定装置(Active-N)を開発している[1)]。その中で、核分裂性核種の総質量を計測するダイアウェイ時間差分析(DDA)部では、高速中性子直接問いかけ（FNDI）法を基盤技術とする。FNDI 法では、高速中性子を測定サンプル容器の周囲に設置したモデレータに直接照射して熱化させる。測定サンプル容器内の核分裂性核種の量は、その熱化した中性子との核分裂反応により発生する核分裂中性子を計数して測定する。本報では、その測定性能を決定するモデレータの厚みを最適化するために実施した MCNP を用いたシミュレーションの結果に関して報告する。

## 2. 測定サンプル容器とモデレータの構造

Active-N では、測定サンプル容器として直径 3cm、高さ 4cm 程度のバイアル瓶、直径、高さとも約 12cm の燃料缶、及び 20 リッターのペール缶を想定している。DDA 部では、照射する高速中性子を熱化させるためにそれら容器を隙間無く囲う円筒形で均一の厚みの高密度ポリエチレン製のモデレータを使用する。

## 3. シミュレーション結果

図 1 に、核分裂性物質 $^{239}$Pu（0.1g）を封入したバイアル瓶の周囲に設置するモデレータの厚さに対する核分裂中性子の時間スペクトルの変化を示す。厚さの増加とともに中性子数は増加するが、5cm 程度で飽和することがわかった。今後、計算結果と測定空間の寸法を考慮して最適な厚さを決定する予定である。

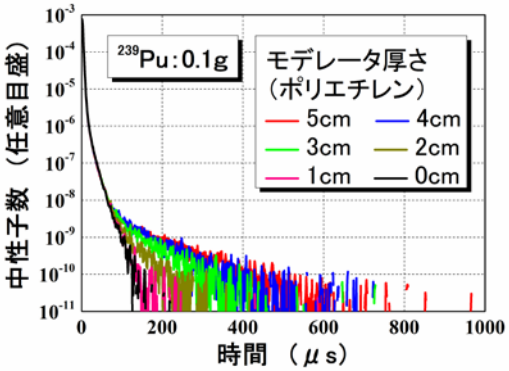



**図１　核分裂中性子時間スペクトルのモデレータ厚さ依存性**

**謝辞**：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

**参考文献**

[1]大図他、原子力学会 2016 春 2B08

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Hiroshi Tobita[1], and Masatoshi Kureta[1]
[1]JAEA

Oral Presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 8, 2016 5:45 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 8:45 AM - 9:30 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [2M20-22] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security 2

Chair: Yoshiki Kimura (JAEA)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

### [2M20] Vital area identification of nuclear power plant for sabotage protection

Report as Safety and Security subcommittee meeting

*Mitsutoshi Suzuki[1], Seishi Nishida[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.St. Marianna Medical Univ.)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

### [2M21] Development of Fundamental Technology for Automatic Detection of Malicious Insider Behavior in NPPs

*Yusuke Kawasaki[1], Kazuyuki Demachi[1], Naoto Kasahara[1] (1.The University of Tokyo)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

### [2M22] Detection and Prediction of Insider Malicious Behavior for Nuclear Security using Kinect

*Shi Chen[1], Kazuyuki Demachi[1], Tomoyuki Fujita[1], Yutaro Nakashima[1], Yusuke Kawasaki[1] (1.The University of Tokyo)

# サボタージュ防護の為の原子力発電所の枢要区域特定
## ー SS 分科会活動からの報告 ー

Vital area identification of nuclear power plant for sabotage protection
- Report from Safety and Security subcommittee meeting -

*鈴木 美寿[1]，西田 誠志[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]聖マリアンナ医科大学

サボタージュ防護強度の高い原子力発電所を考える為に、IAEA 技術文書(NSS No.16)を参考に悪意を持った敵対者による初期事象を考慮して、サボタージュ ET/FT を使ってターゲットセット、重大サボタージュシナリオ及び枢要区域の特定と防護セットの具体的策定方法を、例題を用いて提案する。また、施設設計における安全とセキュリティのインターフェースについて、妨害破壊行為リスクの低減及び深層防護の観点からその重要性を示す。

**キーワード**：サボタージュ，枢要区域の特定，原子力発電所，安全とセキュリティ

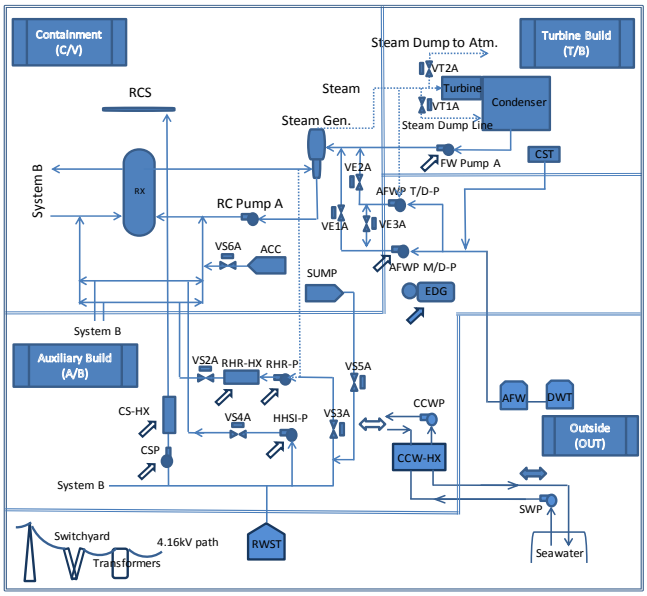
### 1. はじめに

海外で紹介されている枢要区域の特定手法(Vital Area Identification: VAI)を、原子力発電所に対するサボタージュ対策として活用することを目的として、前回の報告[1]に続いて具体的な原子力発電所の例題を用いて、その有効性について評価した。また、安全とセキュリティのインターフェースについて、サボタージュ強度の高い原子力発電所を目指す為に、施設設計段階で考慮することの重要性について調べた。

### 2. 枢要区域の特定

#### 2-1. サボタージュ ET/FT とターゲットセット

計算モデルとして右図に示す 2 ループの PWR を想定した。悪意を持った初期事象(Initiating Event of Malicious Origin: IEMO)を想定し、VAI の参考文献[2]の仮定に従い、外部電源喪失に伴う重大事故シナリオとして、原子炉トリップ、大・小 LOCA、2 次系破損 A/B 系統の 5 つの ET、及び配管・タンク等の静的機器も含めた 16 の FT を解いて、ターゲットセットを求めた。




#### 2-2. 枢要区域の候補と防護セット

ターゲットセットの場所によるローケッションフォールトツリーを作り、その補集合を解いて枢要区域の候補を求める。防護の実現性等を考慮して防護セットを決める。

### 3. 安全とセキュリティのインターフェース

2S のインターフェースについて検討し、(1)2S の冗長性：物理的な離隔距離、堅固な施設内の並置(2)2S の多重性・多様性：格納容器貫通配管系の集合部(3)2S の総合的判断：堅牢化、区画化等の観点から考察。

### 4. まとめ

VAI 手法の試評価を行った。今後、核物質防護に係る秘匿性に留意して 2S の深層防護について検討する。

### 参考文献

[1] 荒井滋喜、「妨害破壊行為者のターゲット及び防護すべき区域（設備）の評価」TN0402、春の年会、2016.
[2] SAND2008-5644, G. Bruce Varnado and Donnie W. Whitehead, SAND2008-5644, 2008.

*Mitsutoshi Suzuki[1] and Seishi Nishida[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]St. Marianna Medical Univ.

# 原子力施設における内部脅威者の自動検知技術の基礎技術開発

Development of Fundamental Technology for Automatic Detection of Malicious Insider Behavior in NPPs

*川崎 祐典[1]、 出町 和之[1]、笠原 直人[1]
[1]東京大学

原子力発電所における内部脅威者の自動検知のための基礎技術として、画像解析や時系列データの解析に基づいた人間の行動の判別のための手法を開発した。

**キーワード：** 核セキュリティ、内部脅威者、異常行動検知、画像解析、深層学習

## Ⅰ．はじめに

原子力発電所における内部脅威者の自動検知に着目し、画像解析や時系列データの解析に基づいて「所持物」と「行動」の観点から人間の行動を判別する手法を開発した。

## Ⅱ．手法

Microsoft Kinect により取得した骨格情報により右手周辺の画像を抽出する。機械学習法により事前に学習されたネットワークを用いて抽出された画像による「所持物」の識別（今回は「手ぶら」、「ハンマーを持った状態」、「ペットボトルを持った状態」の３種類）を行った。また、得られた骨格情報を時系列データとして扱い、過去２秒間の骨格情報を一つのデータとして扱い、機械学習法により事前に学習済みのネットワークを用いて「行動」の識別(今回は「通常」、「叩く動作」、「水をかける動作」の３種類)を行った。最後にこれらの結果を統合することで特定の人間の行動（今回は「通常」、「ハンマーで叩く」、「ペットボトルの水をかける」を想定した）の判別を行った。

## Ⅲ．結果

「所持物」、「行動」の機械学習法による事前学習における学習誤差はどちらも 1%程度であった。このネットワークを用いて今回の手法の妥当性を検証した。検証用に「人が歩いてきて動作（「ハンマーで叩く」、「ペットボトルの水をかける」の２種類）を行う」という危険行動を模擬した動画を撮影した。図１は検証用動画のあるフレームでの「所持物」の判別（グラフは左からハンマー、手ぶら、ペットボトルの確率を表す）と、全体の「行動」の判別の時系列グラフ（赤：通常、青：叩く、黄：水）である。

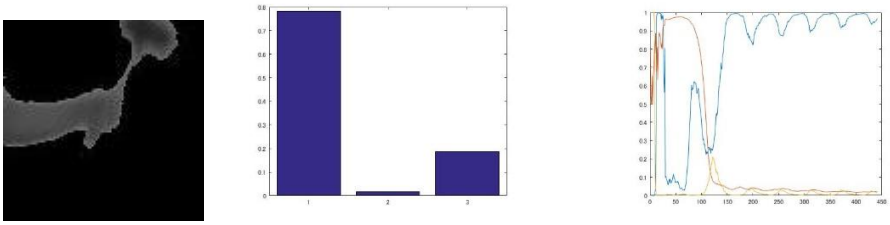


図１ あるフレームでの「所持物」の判別（左）と「行動」の判別結果（右）

## Ⅳ．結論と考察

画像解析、骨格情報の時系列データ処理により「所持物」及び「行動」の判別を行った。今後は背景除去の精度向上、行動の種類の拡張が考えられる。

*Yusuke Kawasaki[1], Kazuyuki Demachi[1], Naoto Kasahara[1]
[1]The University of Tokyo

# Detection and Prediction of Insider Malicious Behavior for Nuclear Security using Kinect

*Shi Chen[1], Kazuyuki Demachi[1], Tomoyuki Fujita[1], Yutaro Nakashima[1] and Yusuke Kawasaki[1]
[1]The University of Tokyo.

Abstract

After Fukushima Daiichi accident, the importance of nuclear security is increased. Especially as the threat to nuclear power plants, sabotage by insider is significant.

In this research, the technology to detect malicious behaviors by insiders was developed by using Microsoft Kinect v2. Time series data analysis is a useful method in their abnormal behavior detection. However, malicious behavior detection isn't enough for nuclear security, future malicious behavior prediction should be taking into consideration.

**Keywords:** Malicious Behavior Detection, Hand Motion Tracking, Kinect, Auto-Associate Neural Network

## 1. Introduction

Recently the importance of nuclear security is increased after Fukushima Daiichi Power Plant accident. Especially as the threat to nuclear power plants, sabotage by insider is significant. Thus, human malicious behavior detection is necessary for nuclear security. Hand motion has high contribution to human activity thus it's significant in the detection of inside malicious behavior. For this purpose, Microsoft Kinect v2 is proposed to be used.

In this research, we tracked hand motion by using Kinect v2. By using depth data and body index frame of Kinect v2, the hand region is distinguished. Moreover, AANN (Auto-Associate Neural Network) will be used to derive future hand motion.

## 2. Hand Motion Detection

Hand motion are detected by the states of each finger. Stretched fingers pixels and bend fingers pixels of both left and right hands were classified as different parts by using depth data and body index frame of Kinect v2 [1]. Fingers were identified by using K-means clustering algorithm [2]. Finally, hand motion time series data was built by the real-time hand motion detection system we developed.

## 2. Hand Motion Prediction

Hand motion detection is not enough for nuclear security, find the sign and derive future hand motion is necessary to prevent malicious behaviors. For this purpose, Auto-Associate Neural Network (AANN) will be used [3].

## 4. Conclusion

In this research, we developed a real time system to detect both stretched and bend finger by using Kinect v2. Also, we explored the possibility of future malicious behavior prediction by using AANN.

## References

[1] Y. Li, "Hand gesture recognition using Kinect", Proc. Int. Conf. Software Eng. Service Sci., 2012, pp. 196–199.

[2] Ray S, Turi RH, "Determination of number of clusters in K-means clustering and application in colour image segmentation", Proceedings of the 4th international conference on advances in pattern recognition and digital techniques (ICAPRDT'99), Calcutta, India, pp 137–143.

[3] M. Kramer, "Nonlinear principal components analysis using auto associative neural networks", AIChe J., 37(2) : 233-242,1991.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-3 Application of Beams, Target

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [2N01-05] Neutron time-of-flight method

Chair: Hiroyuki Toyokawa (AIST)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [2N01] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(4)Neutron Resonance Densitometry using a Self-indication Method

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1] (1.Kyoto University Research Reactor Institute)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [2N02] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(5)Pulsed Neutron Imaging with Simulated Nuclear Fuel Pellets

*Tadafumi Sano[1], Daisuke Ito[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroyuki Hasemi[2], Takashi Kamiyama[2], Ken Nakajima[1] (1.Kyoto University Research Reactor Institute, 2.Hokkaido University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [2N03] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(6)Combination between neutron and X-ray radiograms

*Takashi Kamiyama[1], Hiroyuki Hasemi[1], Hirotaka Sato[1], Ken Nakajima[2] (1.Hokkaido Univ., 2.Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [2N04] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(7)Improvement of Spatial Resolution

*Junpei Koide[1], Toshiyuki Uragaki[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Koh-ichi Mochiki[1] (1.TCU)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

### [2N05] Effect on the shape of a neutron resonance absorption peak due to rotary motion of the sample

*Masato Uechi[1], Takashi Kamiyama[1,2], Kaoru Hara[2], hiroyuki hasemi[2], Hirotaka Sato[1,2], Masato Ohnuma[1,2] (1.Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ., 2.Faculty of Engineering, Hokkaido Univ.)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# 原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発
# （4）Self-indication 法を用いた中性子共鳴濃度分析

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(4) Neutron Resonance Densitometry using a Self-indication Method

*堀　順一[1]，佐野　忠史[1]，高橋　佳之[1]，中島　健[1]

[1]京都大学原子炉実験所

Seld-indication 法を用いた中性子共鳴濃度分析について、京大炉ライナックでの実験及び数値計算の結果に基づいて本手法の適用範囲の検討を行った。検討の結果、$^{238}$U の場合、複数の共鳴を利用することで、測定可能な核種厚さの範囲を $10^{-6}$～$10^{-2}$(/b)まで拡張できる見通しを得た。

**キーワード：非破壊分析法、共鳴、核燃料物質、Self-indication 法、京大炉電子ライナック**

## 1. 緒言

MA 含有 TRU 燃料の健全性評価のために、パルス中性子・制動 X 線混在場を用いた非破壊分析技術の研究開発を実施している。研究開発項目の一つとして挙げているのは、共鳴吸収を利用した核種濃度定量技術の高度化である。特に MA 含有 TRU 燃料のように高い放射能を有する被検体の分析に有利な Self-indication 法の適用について検討を行う。Self-indication 法とは、十分にコリメートされたパルス中性子ビーム軸上に被検体と測定対象核種から成る indicator を並べて配置し、indicator から放出される反応生成物（中性子捕獲ガンマ線）を測定することによって、試料を透過した中性子スペクトルを間接的に取得する方法である。本手法は、測定対象核種の共鳴エネルギーに対してのみ高感度で透過中性子を測定可能であり、被検体からの崩壊ガンマ線の影響を受けることなく測定できるのが特徴である。核種固有の共鳴吸収による透過中性子数の変化量から核種濃度を迅速且つ簡便に定量することを目指している。

## 2. 実験

京大炉電子ライナックにおいて､天然ウランを用いた self-indication 法の検証実験を行った｡本実験では、電子の加速エネルギーを約 30MeV、パルス幅を 47ns、周波数を 250Hz とし、一つ前のバーストで生じた低エネルギー中性子のオーバーラップを防ぐために、ビームラインの途中に厚さ 0.5mm のカドミニウム板を挿入した。被検体及び indicator には厚さ約 $7.3\times10^{-3}$ (/b)の天然ウラン板を用いた。飛行距離 10.1m の位置に indicator を設置した。indicator からの中性子捕獲ガンマ線測定は、ビームに対して垂直に配置された 2 台の BGO 検出器を用いて測定し、TOF スペクトルを取得した。

## 3. 結果

indicator 上流に被検体を置いた場合と置かない場合の TOF スペクトルの比較を図に示す。被検体による共鳴吸収は共鳴ピークの減少として観測された。また、indicator 内での捕獲反応率をモンテカルロ・シミュレーション計算によって算出し、被検体厚さと共鳴ピーク計数の関係を求めたところ、実験から得られた共鳴ピーク計数の減少割合から核種の実効厚さの定量が可能であり、その測定範囲は複数の共鳴を利用することで $10^{-6}$～$10^{-2}$(/b)まで拡張できる見通しを得た。

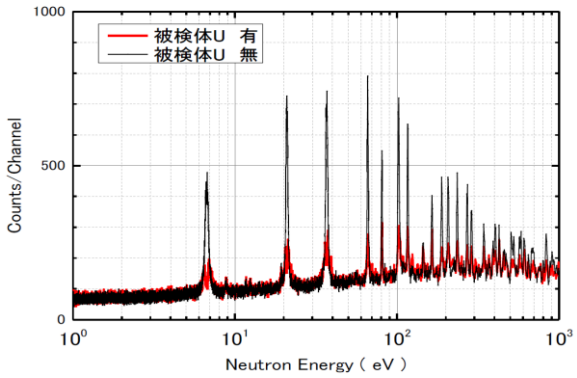



図　被検体がある場合とない場合の TOF スペクトルの比較

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、京都大学が実施した平成 28 年度「次世代原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発」の成果である。

*Jun-ichi Hori[1],Tadafumi Sano[1], Yoshiyuki Takahashi[1] and Ken Nakajima[1]

[1]Kyoto University Research Reactor Institute

# 原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発
# （5）模擬核燃料ペレットを用いたパルス中性子イメージング

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels
(5) Pulsed Neutron Imaging for Simulated Nuclear Fuel Pellets

*佐野　忠史[1]，伊藤　大介[1]，堀　順一[1]，高橋　佳之[1]，
長谷美　宏幸[2]，加美山　隆[2]，中島　健[1]
[1]京都大学原子炉実験所，[2]北海道大学大学院工学研究院

熱中性子吸収率が実際の核燃料ペレットと等価となるように酸化ビスマスと酸化ネオジムを用いて作製した模擬核燃料ペレットに対して、北海道大学中性子源(HUNS)において GEM 型 2 次元中性子検出器を使用したパルス中性子イメージングを実施した。

**キーワード**：非破壊分析法、中性子イメージング、核燃料ペレット、HUNS、GEM 型 2 次元中性子検出器

## 1. 緒言

平成 26 年度より MA 含有 TRU 燃料の健全性評価のために、パルス中性子源を用いた非破壊分析技術の研究開発を実施している。本研究開発には燃料中の 0.4mm 以上の Pu スポットを検知する技術の開発が含まれている。今回、核燃料物質中の Pu スポットの検知を目的に、核燃料模擬物質と GEM 型 2 次元中性子検出器を使用し、パルス中性子イメージングを実施した。

## 2. 実験

熱中性子吸収率が 3.4wt%の $UO_2$ ペレットと等価となるように酸化ビスマスと酸化ネオジムを用いて模擬核燃料ペレットを作成し、ペレット中の Pu スポットを模擬するために、大きさの異なる In 金属片（2mmφ×2mm、1mmφ×1mm、0.5mmφ×0.5mm）を同ペレット中に配置した。作成したペレットを用いて HUNS において GEM 型 2 次元中性子検出器を使用したパルス中性子イメージングを実施した。

## 3. 結論

図に In の第一共鳴近傍のエネルギー領域（1.46eV）におけるパルス中性子イメージング画像を示す。画像の黒い部分が In であり、左より 2mmφ、1mmφ の 3 個の試料が撮影されている。また、右端の試料中には左より 1mmφ、0.5mmφ、2mmφ の In が配置されているが、中央の 0.5mmφ試料も確認することができる。一般的に燃料の核特性や物性等に影響を及ぼす Pu スポットの粒径は 0.4mm 以上とされており、本技術を使用することで 0.4mm 程度の Pu スポットも識別可能である見込みを得た。

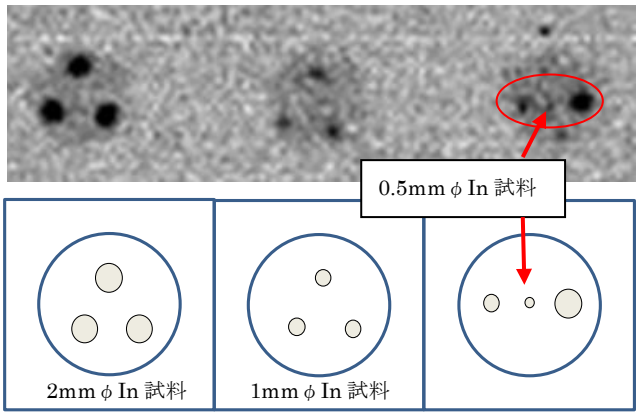



図　模擬核燃料物質中の In に対する中性子イメージング画像

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、京都大学が実施した平成 28 年度「次世代原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発」の成果を含む

**参考文献**

[1] 中島他、日本原子力学会「2015 年秋の大会」、P49

*Tadafumi Sano[1], Daisuke Ito[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroyuki Hasemi[2], Takashi Kamiyama[2] and Ken Nakajima[1]
[1]Kyoto University Research Reactor Institute, [2] Faculty of Engineering, Hokkaido University

# 原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発
# (6)　中性子と X 線イメージの複合化

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels
(6) Combination between neutron and X-ray radiograms

*加美山 隆[1]，長谷美 宏幸[1]，佐藤 博隆[1]，中島 健[2]
[1]北海道大学大学院工学研究院，[2]京都大学原子炉実験所

共鳴吸収イメージングによる物性値の空間分布の取得には膨大な測定時間を要することから、効率化のため、高空間分解能 X 線画像と低分解能中性子画像を基にした物理量マッピング法について検討を行った。

**キーワード**：非破壊分析法、中性子イメージング、X 線イメージング

## 1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の環境負荷を低減しつつ長期的なエネルギー安定供給を図る次世代原子力システムとして、高速炉システムにおける MA 含有 TRU 燃料の利用が検討されている。MA 含有 TRU 燃料の健全性評価のために、パルス中性子・制動 X 線混在場を用いた総合的な非破壊分析システムを開発し、その実用性を評価することを目的に、京都大学原子炉実験所を中心としたグループによる 4 か年にわたる研究プロジェクトが平成 26 年度からスタートした。本プロジェクトでは幾つかの研究開発項目が挙げられているが、その中でも中性子・X 線混在場の利用として検討しているのが両者を融合した相補的な情報マッピング技術である。これは、中性子と X 線イメージングの長短の特徴を相補的に組み合わせ、効率的に高空間分解能の物理量マッピングイメージを得るという試みで、本プロジェクトで開発する非破壊分析システムを実用化に向けて前進させることが期待される。本講演では、このシステムで利用が検討されている検出器の状況並びにマッピングに用いるためのソフトウェアの開発に関して報告する。

## 2. 物理量のマッピング

中性子共鳴吸収分光法では熱外中性子を用いるため、一般的な中性子散乱法より高速な飛行時間分析が必要となる。これまでに真空管式のイメージインテンシファイア(I.I.)を用いた中性子/X 線イメージング検出器を試作・検討したが、出力蛍光体の緩和時間により高速な時間分解測定が難しかった。このため、2 次元のガス検出器である GEM 検出器を中性子共鳴吸収検出器の候補として、北海道大学の 45MeV 電子線形加速器施設にて検討した。この結果、GEM 検出器では高エネルギー側ほど検出効率が落ちるものの、本研究で主要な検出範囲と考えている数 100eV 程度までの熱外中性子の飛行時間分析測定には使用可能と評価された。一方、GEM 検出器では空間分解能が 1mm 程度と、最高空間分解能が 0.1mm 以下である I.I.には及ばない。I.I.で得る高解像度の X 線ラジオグラムに GEM 検出器によるイメージを重ねるため、相互情報量を用いた画像の位置合わせ法および解像度の異なるイメージのマッピング法をコード化した。図 1 は、中性子による低解像度密度分布の高解像度 X 線ラジオグラム上へのマッピングシミュレーション結果で、密度分布のぼけが改善されている。同様の実験を実際に実施し、位置合わせと高解像度マッピングの効果を確認できた。

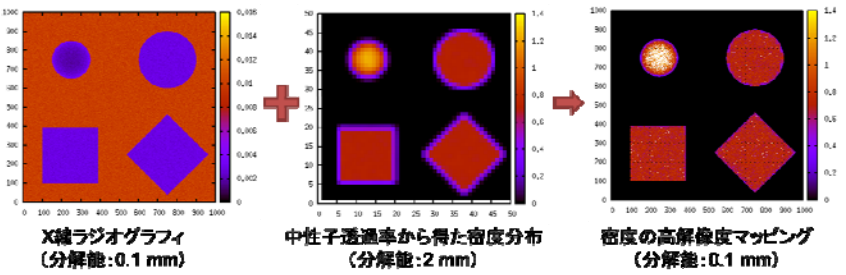


図 1. 低解像度イメージング結果の高解像度マッピングシミュレーション

## 3. 結言

中性子及び X 線イメージングの結果を組み合わせた物理量の高解像度マッピングを行うことに成功し、そのための基本的なプロセスを構築することができた。この結果は本プロジェクトで開発する非破壊分析システムに適用可能で、その実用化に向けた効率的なシステムを構築するための一助になると期待される。

**謝辞**
本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、京都大学が実施した平成 27 年度「次世代原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発」の成果を含む。

*Takashi Kamiyama[1], Hiroyuki Hasemi[1], Hirotaka Sato[1] and Ken Nakajima[2]
[1]Faculty of Engineering, Hokkaido University, [2]Kyoto University Research Reactor Institute

# 原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発
# （7）空間分解能の改善

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(7) Improvement of Spatial Resolution

*小出 純平[1]，浦垣 俊幸[1]，羽倉 尚人[1]，河原林 順[1]，持木 幸一[1]

[1]東京都市大学

パルス TOF 法に基づく共鳴吸収イメージングシステムの空間分解能改善のために、サブピクセルシフトによる超解像を組み込んだシステムを検討した。

**キーワード：**非破壊分析法、中性子イメージング、超解像

## 1. 緒言

パルス中性子 TOF 法に基づく共鳴吸収イメージングでは、共鳴吸収ピークを用いることで一度に複数の核種の定量分析を行うことができる。また、共鳴吸収ピークは熱外領域にあるため、検出効率を重視して 1 mm 角の細く長いシンチレータをアレイ化したものを用いる。しかし、撮像システムの空間分解能はシンチレータの形状に依存するため、空間分解能は 1 mm となり、TRU 燃料の健全性評価において熱的に問題となる 0.4 mm のプルトニウムスポットの検知のために、さらなる空間分解能の改善が求められている。今回は、空間分解能改善策として、サブピクセルシフトによる超解像のためにシフト機構を組み込んだシステムの検討と、空間分解能の改善特性について報告する。

## 2. 検討したシステム

図 1 に、サブピクセルシフトによる超解像に対応したイメージングシステムを示す。これは画像 1 pixel を縦横等分に分割し、分割した数だけシフトして、透過画像をそれぞれ撮像し、これらのデータより再構成し、分解能を改善する手法である。そのため、試験体を X-Z テーブル上に設置し、遠隔で操作してそれぞれのシフト位置での透過画像を PC に記録し、測定終了後に ML-EM 法による再構成を行う。

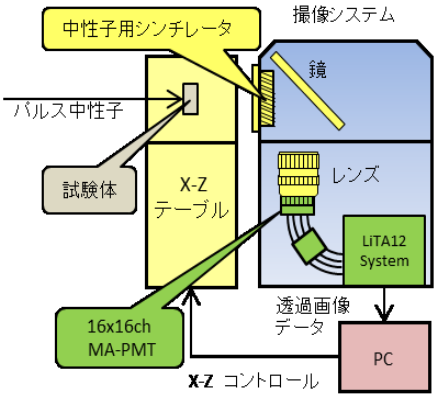
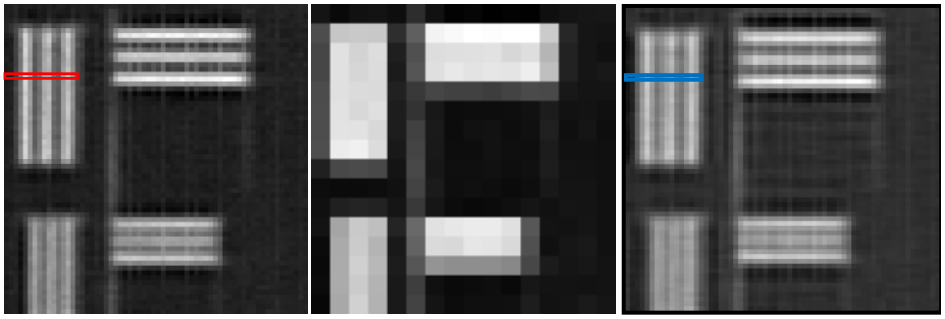



図 1：サブピクセルシフトによる超解像に対応したシステム

## 3. シミュレーション結果

今回は X 線透過画像を用いてシミュレーションを行った。図 2 に X 線透過画像である原画像(A)から、サブピクセルシフトを考慮して生成した 16 pixel × 16 pixel の模擬撮像画像(B)16 枚を用いて、64 pixel × 64 pixel の再構成を行った結果(C)を示す。図 3 のラインプロファイルより、再構成によってボケはあるものの、ラインペアの識別はできるようになった。



(A)原画像　(B)模擬測定画像　(C)再構成結果

図 2：シミュレーション結果

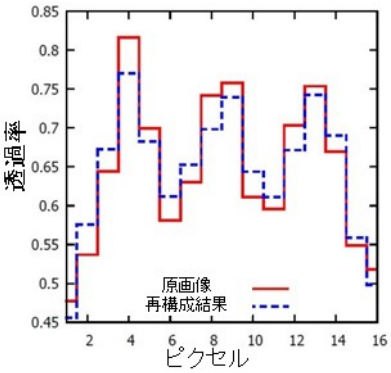



図 3：ラインプロファイル

*Junpei KOIDE[1], Toshiyuki URAGAKI[1], Naoto HAGURA[1], Jun KAWARABAYASHI[1], Koh-ichi MOCHIKI[1]

[1]Tokyo City Univ.

# 試料の回転運動が中性子共鳴吸収ピーク形状に及ぼす影響

Effect on the shape of a neutron resonance absorption peak due to rotary motion of the sample

＊ 上地 将斗[1]，加美山 隆[1,2]，原 かおる[2]，長谷美 宏幸[2]，佐藤 博隆[1,2]，大沼 正人[1,2]

[1] 北海道大学大学院工学院，[2] 北海道大学大学院工学研究院

即発γ線計数型中性子共鳴吸収分光法による作動中機械部品の温度測定においては、原子の熱振動以外の要因が中性子共鳴吸収ピーク形状に及ぼす影響を調べておく必要がある。本研究では、試料の回転運動による共鳴吸収ピーク形状の変形をシミュレーション計算により調べた。

**キーワード：中性子共鳴吸収ピーク，飛行時間法，PHITS，温度測定**

## 1. 緒言

即発γ線型中性子共鳴吸収分光法は、原子核による中性子の共鳴吸収時に発生する即発γ線の計数と中性子の飛行時間分析を組み合わせることで中性子の共鳴吸収スペクトルを測定する手法である。原子の熱振動の影響を受け変化する共鳴吸収ピークの形状を解析することで、非接触・非破壊で物体内部の共鳴核種の温度が測定可能である[1]。この手法の特性を利用して、共鳴核種を箔などの状態で機械部品に取り付け、その核種に対応する共鳴吸収ピークを解析することで機械部品の温度情報を得ることが考えられる。しかし、部品の位置が機械の回転運動に伴い変動することにより共鳴吸収ピークが変形することが予想される。本研究ではモーターを対象として、PHITS を用いた粒子輸送計算により回転の影響を調べた。

## 2. モーターの回転による影響の検討

回転部品に箔を取り付けたモーターを回転させるとき、モーターの回転運動に伴い箔の位置が変化する。共鳴吸収ピーク形状を変化させる要因として、箔の位置の変動による線源からの距離の変動や測定対象核種の実効厚さ（中性子が通過する厚さ）の変動が挙げられる。前者では線源からの距離の変動により中性子の飛行時間が変化し、中性子のエネルギー分析に誤差が生じる。また、後者では実効厚さが大きいとき、箔の中性子ビーム上流側で中性子がほとんど吸収されてしまうことで共鳴吸収ピーク形状が変化する。これらの要因を考慮し、実際の実験を模擬した体系で Ta-181 の 4.28 eV のピーク形状をシミュレーション計算した。その計算体系と結果を図 1 に示す。図の体系において 15° ずつ箔を回転させて計算を行った。その結果、角度によって箔に吸収される中性子の量が変わるため、ピーク強度が変化した。また、線源からの距離の変動により、共鳴吸収ピーク中心のエネルギーが変化した。さらに、回転の角度によってピークの半値全幅に変化が生じた。各角度のピークを平均したときの半値全幅は、厚さによるピーク形状の変化が生じず、かつ回転していない Ta 箔のピークの半値全幅と比較して 0.015 eV 大きくなる。温度測定において、ドップラー幅の式を用いて計算すると、およそ 28 K の誤差が生じることがわかった。この差は、測定したい温度（373 K 程度）に対して無視できないほど大きい。さらに、それらの影響を確認するための実験を行っており、現在解析中である。

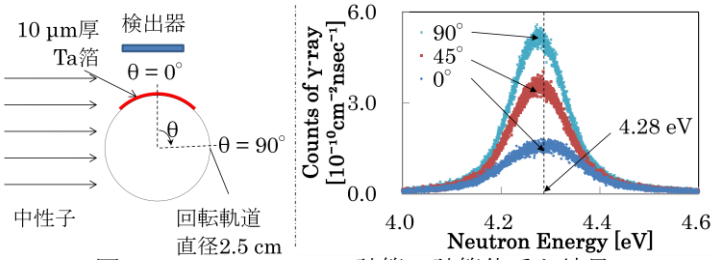



図1. シミュレーション計算の計算体系と結果

## 3. 結言

モーターの回転が共鳴吸収ピーク形状に及ぼす影響についてシミュレーション計算によって検討した。その結果、モーターの回転により生じる温度測定への影響が、測定したい温度に対して無視できないほど大きいため、それらによる共鳴吸収ピークへの影響を減少させる実験体系を検討する必要がある。講演では検討結果を発表する。

**参考文献**

[1] T. Kamiyama, J. Ito, H. Noda, H. Iwasa, Y. Kiyanagi and S. Ikeda, Nucl. Instrum. and Methods Phys. Res. A 542 (2005) 258.

*Masato Uechi[1], Takashi Kamiyama[1,2], Kaoru Y. Hara[2], Hiroyuki Hasemi[2], Hirotaka Sato[1,2] and Masato Ohnuma[1,2]

[1] Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ., [2]Faculty of Engineering, Hokkaido Univ.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-3 Application of Beams, Target

Thu. Sep 8, 2016 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [2N06-09] Industrial application of accelerator

Chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

### [2N06] Study of Quantitative Density Imaging Technique by Pulsed Neutron Transmission Spectroscopy with a Nuclear Data

*Ishikawa Hirotaku[1], Sato Hirotaka[1,2], Kamiyama Takashi[1,2], Ohnuma Masato[1,2] (1.Graduate School of Engineering, Hokkaido University , 2.Faculty of Engineering, Hokkaido University)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

### [2N07] New production routes for medical isotopes $^{92}$Y using accelerator-based neutron source

*Masaki Kamida[1], Yukimasa Sanzen[1], Tadahiro Kin[1], Yukinobu Watanabe[1], Masatoshi Itoh[2] (1.Kyushu University, 2.Tohoku University, Cyclotron and Radio isotope Center)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

### [2N08] Structural Analysis and Evaluation for bridge using High Energy X-ray Source

*Hiroaki Takeuchi[1], Ryota Yano[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Joichi Kusano[2], Yoshinobu Oshima[3] (1.Dept. Nuclear Engineering and Management, Univ. Tokyo, 2.Accuthela.Inc, 3.PWRI)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

### [2N09] Application of CT Reconstruction on Non-destructive Bridge Inspection with Portable High Energy X-ray Source

*Ryota Yano[1], Hiroaki Takeuchi[1], Mitsuru Uesaka[2,1], Joichi Kusano[3], Katsuhiro Dobashi[2], Natsuyo Maruyama[4], Masahiro Tatewaka[5], Yoshinobu Oshima[6] (1.Dept. of Nuclear Engineering & Management, Grad. School of Engineering, The Univ. of Tokyo, 2.Dept. of Nuclear Engineering, Grad. School of Engineering, The Univ. of Tokyo, 3.Accuthera Inc., 4.Hitachi Power Solutions Co., Ltd, 5.Kanto Giken Co., Ltd, 6.Public Works Research Institute)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 核データを利用したパルス中性子透過分光法による密度定量イメージング手法の検討

Study of Quantitative Density Imaging Technique by Pulsed Neutron Transmission Spectroscopy with a Nuclear Data

*石川 裕卓[1]，佐藤 博隆[1,2]，加美山 隆[1,2]，大沼 正人[1,2]
[1]北海道大学大学院工学院，[2]北海道大学大学院工学研究院

パルス中性子透過分光法により取得される全断面積に核データをフィッティングし、測定試料を構成する各物質の密度を定量する手法について検討した。
**キーワード**：パルス中性子透過分光法，中性子ラジオグラフィ，核データ，密度定量イメージング

## 1. 緒言

中性子ラジオグラフィは、物体内部の非破壊検査のみならず、物体内部にある物質の密度や厚さの評価にも用いられている[1]。しかし、密度や厚さの定量評価を行うには、評価したい物質のみの中性子透過率を測定する必要がある。また、ビームハードニングの影響を補正するため、実効全断面積[2]というパラメータを施設毎、試料毎に取得しなければならない。これらの課題を解決するため、パルス中性子透過分光法の適用が考えられる。パルス中性子透過分光法では、エネルギー毎の中性子全断面積が測定できる。よって核データが利用可能となり、実効全断面積を取得する必要がなくなる。さらに、実測された透過率に核データから計算される透過率データをフィッティングすれば、試料を構成する様々な物質を透過してきた中性子透過率からでも、特定の物質の密度を推定することができると考えられる。

本研究では、フィッティングに使用する中性子エネルギー領域としてポテンシャル散乱（PS）領域を選択した。PS 領域（サブ eV ～ 数十 eV）は、ブラッグ散乱の生じる冷・熱中性子領域と共鳴領域の中間の領域である。PS 領域では、核データであまり考慮されていないブラッグ散乱が弱いため、冷・熱中性子領域を用いる場合に比べ定量精度の点で有利となると考えられる。また、軽元素等の物質では共鳴吸収ピークが高エネルギーに現れるため、共鳴吸収法による密度定量分析は難しいが、PS 領域を利用する本手法は、軽元素の密度定量も行えるという利点がある。本研究では、まず鉄及び炭素のみの透過率に対し、フィッティング範囲を熱中性子領域、ポテンシャル散乱領域と変えて面密度（密度×厚さ）の評価を行い、それぞれの領域における解析の精度を比較した。次に鉄・炭素の積層試料を透過した中性子透過率からそれぞれの元素の面密度を定量評価可能であるかを調べた。

## 2. 密度定量実験とその結果

密度定量実験を北海道大学電子線形加速器施設[3]にある熱中性子源にて行った。測定試料には、回折の影響を確認するため鉄を、また軽元素試料として炭素を選定した。鉄・炭素の単体試料（試料サイズ：10×10×5[t] $cm^3$）およびそれらの積層試料を用意し、中性子透過率スペクトルを測定した。測定されたスペクトルの熱中性子領域（0.01 ~ 0.05 eV）、PS 領域（0.3 ~ 20 eV）において、核データ（JENDL-4.0）から求めた透過率によるフィッティングを行い、面密度を推定した。その結果、試料の重量及び体積から求めた面密度（計算値）と比較し、鉄試料の推定面密度は PS 領域の解析結果において定量精度が高かった（表 1）。炭素試料（計算値：$4.51\times10^{-2}$ atoms/barn）においても、PS 領域での解析結果は $4.49\times10^{-2}$ atoms/barn となり、1%程度の精度で密度を推定できた。また、鉄・炭素の積層試料を PS 領域でフィッティング解析した結果、それぞれの面密度を約 7%の精度で決定できた。

表 1　鉄の解析結果と計算値の比較

| エネルギー範囲 | 解析値 (atoms/barn) | 計算値 (atoms/barn) | 誤差 (%) |
|---|---|---|---|
| 熱領域 | $3.79\times10^{-2}$ | $4.35\times10^{-2}$ | -12.9 |
| ポテンシャル散乱領域 | $4.29\times10^{-2}$ | $4.35\times10^{-2}$ | -1.4 |

## 3. 結言

実測される中性子透過率スペクトルを核データから計算される透過率データによってフィッティングする本手法では、使用する中性子エネルギー領域として PS 領域を選択すれば、鉄・炭素の単体試料に対し、高い定量精度で面密度を取得可能であることがわかった。また、ラジオグラフィと異なり、鉄・炭素の二種類の物質を透過した中性子透過率からでも、各物質の面密度がそれぞれ定量評価可能であることがわかった。

### 参考文献

[1] M. Kanematsu et al., J. Struct. Constr. Eng., 79, pp. 201-208 (2014)
[2] H. Kobayashi, J. Nucl. Sci. Tech., 29, pp. 1045-1053 (1992)
[3] M. Furusaka et al., Physics Procedia, 60, pp. 167-174 (2014)

*Hirotaku Ishikawa[1], Hirotaka Sato[1,2], Takashi Kamiyama[1,2] and Masato Ohnuma[1,2]
[1] Graduate School of Engineering, Hokkaido University, [2] Faculty of Engineering, Hokkaido University

# 加速器中性子源を用いた医療用 $^{92}$Y 製造に関する研究

New production routes for medical isotopes $^{92}$Y using accelerator-based neutron source

*上田 真輝[1] 三仙 幸将[1] 金 政浩[1] 渡辺 幸信[1] 伊藤 正俊[2]

[1]九大総理工, [2]東北大 CYRIC

本研究では、新規医療用 RI である $^{92}$Y の加速器中性子法を用いた製造を提案する。東北大学 CYRIC にて行なった 20MeV 重陽子に対する C(d,n)反応からの中性子収量計測実験とそれを用いた実製造に向けた検討結果について報告する。

**キーワード：** 医療用 RI、イットリウム、中性子収量分布、加速器中性子源

**1. 研究背景** 現在、悪性リンパ腫の治療に用いられる$^{90}$Yはβ線しか放出せず、事前にγ線放出核$^{111}$Inで体内イメージングし、治療適格性を確認している。しかし近年、両者の体内動態が異なることが指摘されている。そこで$^{111}$Inに代わる新規医療用RIとして、加速器中性子法を用いた$^{92}$Yの製造を提案する。

**2. 実験** 本手法では$^{92}$Zr(n,p)反応を用いて$^{92}$Yを製造する。実製造に向けて、$^{92}$Yの製造量と副生成物の影響を見積もる必要がある。そこで東北大学CYRICにて、20MeV重陽子に対するC(d,n)反応の厚い標的からの中性子収量(TTNY)を多重箔放射化法で計測した。照射済みサンプルから放出されるγ線は、高純度Ge検出器を用いて測定した。

**3. 解析・考察** 得られたγ線スペクトルから、$^{92}$Yやγ線を放出する副生成物の生成量を導出した。また、これらの生成量をUnfoldingすることによってTTNYを求めた。得られたTTNYと文献値[1](Ed=18MeV, 3.5deg)の比較を図1に示す。Unfoldingする際のdefault spectrumにはDEURACS[2]による計算結果を使用した。得られたTTNYは7MeV以上で文献値を過大評価するが、これは入射重陽子エネルギーと測定角度の違いによると考えられる。次に、Ge検出器では測定できない副生成物の生成量を、得られたTTNYとJENDL-4.0[3]の中性子反応断面積データをfoldingすることで見積もった。その結果、$^{nat}$Zrを照射した場合、$^{92}$Yと化学分離ができない$^{90}$Yや$^{91}$Yなどの同位体副生成物が多量に生成されることが分かった。この結果から、高純度$^{92}$Yの製造を実現するには、$^{92}$Zr同位体濃縮試料を使用する必要があることが分かった。

**4. 結論** 20MeV 重陽子に対する C(d,n)反応の TTNY を計測し、$^{92}$Y の実製造に向けた検討を行なった。その結果、$^{92}$Zr同位体濃縮試料を照射することで、効果的に$^{92}$Yを製造できることが分かった。今後は、多様な重陽子エネルギーでのTTNY角度分布計測を系統的に行ない、実製造時に最適な照射体系の設計を検証する予定である。

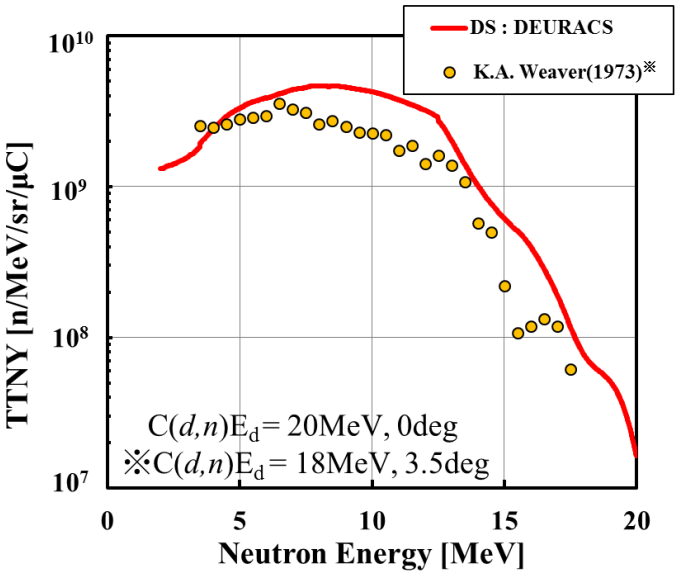



図 1. C(d,n)反応の TTNY 導出結果と文献値[1]の比較($E_d$=20MeV)

**参考文献**

[1] K. A. Weaver et al, Nucl. Sci. Eng. 52, 35 (1973).

[2] S. Nakayama et,al, Energy Procedia 71, 219-227 (2015).

[3] K. Shibata et al, J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).

*Masaki Kamida[1], Yukimasa Sanzen[1], Tadahiro Kin[1], Yukinobu Watanabe[1] and Masatoshi Itoh[2]

[1]Kyushu University., [2]Tohoku University, Cyclotron and Radio isotope Center.

# 高エネルギーX 線源による橋梁健全性評価における検査精度向上についての検討

A Study of Structural Analysis and Evaluation for Social Infrastructure using High Energy X-ray Source

*竹内　大智[1]，矢野 亮太[2]，上坂 充[1]，土橋　克弘[1]，草野　譲一[2]，
大島　義信[3]，石田　雅博[3]
[1]東京大学，[2](株)アキュセラ，[3]土木研究所

**抄録**　可搬型 950 keV Linac を用いて実橋梁における実証実験に成功した。その検査精度を向上させるにあたり、腐食した PC 鋼材の撮影実験を行い、PC 鋼材の直径を誤差 2%以内で推測することに成功した。
**キーワード**：橋梁検査，構造解析，高エネルギーX 線，社会インフラ

## 1. 緒言

昨年度行われた妙高大橋における X 線非破壊検査により、コンクリート内部の PC 鋼材の撮影に成功した。そこで、X 線による検査結果から PC 鋼材の減肉状態を定量的に評価するために、X 線撮影結果に画像処理をかけることで、PC 鋼材の断面減少率の算出について検討を行った。また、この検査精度向上とともに構造解析の精度向上についても検討を行った。

## 2. X 線撮影結果を用いた PC 鋼材断面減少率の推定

### 2-1. 求められる検査精度

既往の研究から、プレストレスト・コンクリート橋において、PC 鋼材が 15%の断面減少を生じた場合、PC 鋼材は塑性域にはいるため、プレストレス力に寄与しなくなると判明している。そのため、当研究では 5%刻みでの断面減少率の推定を目指すこととした。

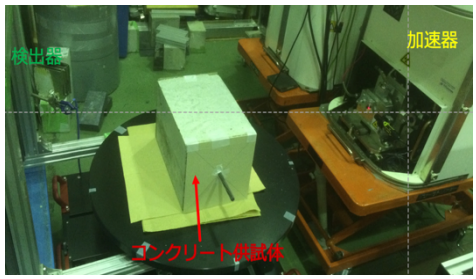
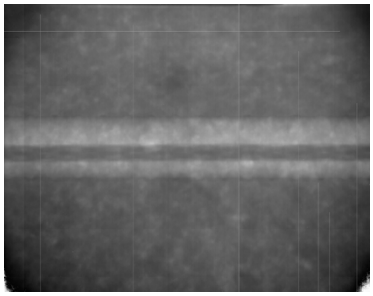


図 1　実験体型

### 2-2. X 線による PC 鋼材の撮影体系

実験における供試体では、グラウト未充填部分における PC 鋼材の劣化を再現する。PC 橋において最も深刻な腐食が起こると予想される部分が、シース内部でグラウトによって保護されていない PC 鋼材であると考えられるためである。そのため、シース内部はグラウトで満たさず、ここに腐食させた PC 鋼材を差し込み、X 線によって撮影を行う。PC 鋼材の腐食度は 5 % 刻みで 5 段階のものを評価した。


図 2　X 線による PC 鋼材の撮影結果

## 3. 結論

X 線による撮影によって、PC 鋼材の減肉を様子は確実に評価できた。また、PC 鋼材の直径の推定については誤差 2 % 以内で行うことに成功した。このことから、15%の PC 鋼材の断面減少は X 線透過試験によって評価可能であるとわかった。この結果を用いることで、構造解析の精度向上が可能となった。

## 参考文献

[1] 陸賢他(2012),「**腐食した PC より線の機械的性質とプレテンション PC 梁の残存耐力の評価**」,プレストレスト・コンクリート工学会,

---

*Hiroaki Takeuchi[1], Ryota Yano[2], Mitsuru Uesaka[1], Dobashi Katsuhiro[1], Joichi Kusano[2], Yoshinobu Oshima[3]
[1]The University of Tokyo, [2]Accuthela Inc., [3]Public Works Research Institute

# 可搬型高エネルギーX線源による橋梁検査への部分角度ＣＴ再構成の適用

Application of CT Reconstruction on Non-destructive Bridge Inspection with Portable High Energy X-ray Source

*矢野 亮太[1]，竹内 大智[1]，上坂 充[1]，草野 譲一[2]，土橋 克広[1]，丸山 夏代[3]，立若 正弘[4]，大島 義信[5]

[1]東京大学，[2](株)アキュセラ，[3](株)日立パワーソリューションズ，[4](株)関東技研，[5]土木研究所

CT 再構成技術を橋梁などの X 線検査に適用することで、一方向からの透過画像だけでは得られない内部ワイヤの状態が可視化され、より精緻な検査が可能となる。本研究では、橋梁内部を模したサンプルに対し，撮像数と撮像角度の間隔を変えることで，画像品質がどの程度劣化するのかについての検討を行った。

**キーワード：加速器、X 線、非破壊検査**

## 1. 緒言

現在、日本の産業・社会インフラの老朽化が進行しており、効率的なメンテナンスへの需要が高まっている。そこで、我々は Linac を用いた高エネルギー X 線源を用いて、従来は検査できなかった厚肉コンクリートの内部を可視化する非破壊検査システムを開発している。

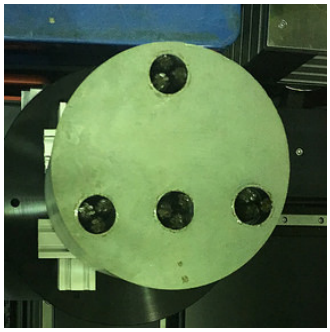


図 1 PC ワイヤを打ち込んだコンクリートサンプル

## 2. コンクリートサンプルに対する CT 実験

図 1 のような，円柱状コンクリートに穴を開け，より線状の PC ワイヤを打ち込んだサンプルを用意した。このサンプルを図 2 のように，回転ステージに乗せ，図右手にある Linac から X 線を照射し，左手側にある FPD 検出器にて透過画像を得た。Linac から照射される X 線はコーンビーム状だが，検出器は正方形であるため，検出器を線源から十分に遠ざけて，検出領域全体に X 線が照射されるようにした。ステージを $3.6\times10^{-3}$度ずつ回転し，360 度分のデータを各 1 秒ずつの照射で合計 1000 データ得た。

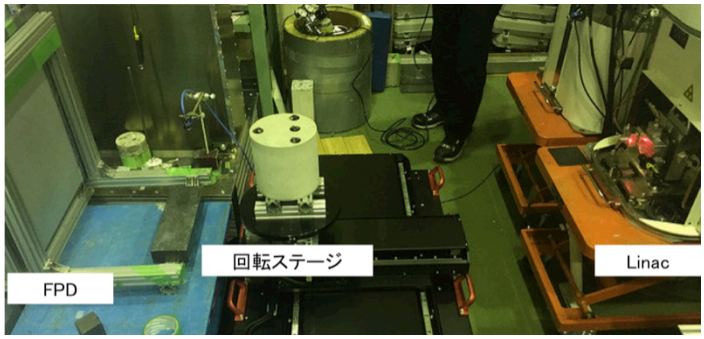



図 2 実験体系

各々のデータに対し，(株)XIT の協力のもと，検出器補正によって，アーティファクトの要因となる要素を取り除く操作を行った。そのデータの一部もしくは全てを用い，FBP(Filtered Back Projection)による CT 再構成を行い，様々な投影数や投影角度に対する複数種類の再構成画像を得た。

## 3. 結論

実橋梁試験での適用に向けて，コンクリートサンプルの断面再構成を行った。また，投影数と投影角度の組み合わせを変化させることによって，再構成後の画像品質がどのように劣化していくのかを確かめた。今後はより実橋梁に近いサンプルを用いることや，他の再構成法を採用することによる，画像品質の変化についての調査を行っていく。

---

*Ryota Yano[1], Hiroaki Takeuchi[1], Mitsuru Uesaka,[1] Joichi Kusano[2], Katsuhiro Dobashi[1], Natsuyo Maruyama[3], Masahiro Tatewaka, Yoshinobu Oshima[5]

[1]The University of Tokyo, [2]Accuthela Inc., [3]Hitachi Power Solutions Co., Ltd., [4]Public Works Research Institute, [5]Kanto-Giken

General Meeting

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

**[GM2N]「加速器・ビーム科学部会」第36回全体会議**

[GM2N] General Meeting

General Meeting

# [GM2N]「加速器・ビーム科学部会」第36回全体会議

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

## [GM2N]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture (Free Entry) | Board and Committee：Equal Opportunity Committee

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [PL2N] How to improve gender equality suggestions from the gender equality committee of AESJ

Chair: Tomio Ohno (Fukuoka Inst. of Tech.)

[PL2N01] Trends and current status of female ratio of AESJ

*Chikako Iwaki[1] (1.Toshiba Corp.)

[PL2N02] Participation in the Summer School for junior and high school students at NWEC

*Yoko Kobayashi[1] (1.NRA)

[PL2N03] Publication of Role-models Collection in nuclear and radiation field

*Naoto Hagura[1] (1.Tokyo City Univ.)

[PL2N04] For Improvement of men's participation in Children Care(including housework and Regional Contribution)

*Ken Kurosaki[1] (1.Osaka Univ.)

[PL2N05] Working female engineers (Non-AESJ member)

*Hiroko Yoshida[1] (1.Tohoku Univ.)

[PL2N06] Suggestions to AESJ for increase women members

*Tomio Ohno[1] (1.Fukuoka Inst. of Tech.)

男女共同参画委員会セッション

# HOW TO 男女共同参画 —委員会活動からの各種提言—

How to improve gender equality

-suggestions from the gender equality committee of AESJ-

*岩城智香子[1]，*小林容子[2]，*羽倉尚人[3]，*黒崎健[4]，*吉田浩子[5]，*大野富生[6]

[1]東芝，[2]原子力規制庁，[3]東京都市大学，[4]大阪大学，[5]東北大学，[6]福岡工業大学

男女共同参画委員会は2003年にワーキンググループ（WG）として活動を開始し、2007年に常置委員会に昇格した。WG 発足当初から本会の女性会員数の増加や、原子力・放射線分野における職場環境の改善等を目的とした様々な取組を実施している。

依然として、本会の女性会員比率は少ない（2016年3月末現在4.4%）状況にあるが、国の施策としても女性の活躍促進が挙げられており、今後も原子力・放射線分野における男女共同参画の推進に寄与すべく、取組を進めたいと考えている。

一方、これまでの本委員会企画セッションの聴講者からは「所属組織で男女共同参画を担当することになったが、実際何をどうすれば良いのか分からない」「女性会員比率を高めて、何がどう改善すると説明すれば良いか？」との声も聞かれ、本委員会の取組結果については、同じ問題意識を持つ会員と改めて共有することが有意義であると思われる。

そこで、今回の企画セッションでは、これまでの活動をベースとして、各取組についての紹介、取組を通じて得られた知見の提供及び今後の女性活躍促進に向けた提言を行うものとしたい。取組紹介や提言については実際に携わった構成委員から行うものとし、全体討論の時間も設定して、広く会員や一般聴講者との意見も求めることとしたい。

本企画セッションの構成は以下のように予定している。なお、1講演は5分程度とし、テンポの良い進行に努め、全体討論の時間を多めに確保するものとする。

また、本委員会でこれまでに作成したロールモデル集等の広報物も会場で配布する予定である。

| | |
|---|---|
| (講演 1)原子力学会・女性比率の推移と現状 | （東芝）岩城智香子 |
| (講演 2)女子中高生夏の学校への参画 | （原子力規制庁）小林容子 |
| (講演 3)原子力・放射線分野の「ロールモデル集」の作成 | （東京都市大）羽倉尚人 |
| (講演 4)男性の育児（家事や地域貢献も）参加へ向けて | （大阪大）黒崎健 |
| (講演 5)会員以外の活躍する女性技術者 | （東北大）吉田浩子 |
| (講演 6)女性会員増のための学会への提言 | （福岡工業大）大野富生 |
| 全体討論 | |

*Chikako IWAKI[1], *Yoko KOBAYASHI[2], *Naoto HAGURA[3], *Ken KUROSAKI[4], *Hiroko YOSHIDA[5] and *Tomio OHNO[6]

[1]Toshiba Corporation, [2]Nuclear Reguration Authority, [3]Tokyo City University, [4]Osaka University, [5]Tohoku University, [6]Fukuoka Institute of Technology

男女共同参画委員会セッション

# HOW TO 男女共同参画 —委員会活動からの各種提言—

How to improve gender equality

-suggestions from the gender equality committee of AESJ-

*岩城智香子[1]，*小林容子[2]，*羽倉尚人[3]，*黒崎健[4]，*吉田浩子[5]，*大野富生[6]

[1]東芝，[2]原子力規制庁，[3]東京都市大学，[4]大阪大学，[5]東北大学，[6]福岡工業大学

男女共同参画委員会は2003年にワーキンググループ（WG）として活動を開始し、2007年に常置委員会に昇格した。WG 発足当初から本会の女性会員数の増加や、原子力・放射線分野における職場環境の改善等を目的とした様々な取組を実施している。

依然として、本会の女性会員比率は少ない（2016年3月末現在4.4%）状況にあるが、国の施策としても女性の活躍促進が挙げられており、今後も原子力・放射線分野における男女共同参画の推進に寄与すべく、取組を進めたいと考えている。

一方、これまでの本委員会企画セッションの聴講者からは「所属組織で男女共同参画を担当することになったが、実際何をどうすれば良いのか分からない」「女性会員比率を高めて、何がどう改善すると説明すれば良いか？」との声も聞かれ、本委員会の取組結果については、同じ問題意識を持つ会員と改めて共有することが有意義であると思われる。

そこで、今回の企画セッションでは、これまでの活動をベースとして、各取組についての紹介、取組を通じて得られた知見の提供及び今後の女性活躍促進に向けた提言を行うものとしたい。取組紹介や提言については実際に携わった構成委員から行うものとし、全体討論の時間も設定して、広く会員や一般聴講者との意見も求めることとしたい。

本企画セッションの構成は以下のように予定している。なお、1講演は5分程度とし、テンポの良い進行に努め、全体討論の時間を多めに確保するものとする。

また、本委員会でこれまでに作成したロールモデル集等の広報物も会場で配布する予定である。

| | |
|---|---|
| (講演 1)原子力学会・女性比率の推移と現状 | （東芝）岩城智香子 |
| (講演 2)女子中高生夏の学校への参画 | （原子力規制庁）小林容子 |
| (講演 3)原子力・放射線分野の「ロールモデル集」の作成 | （東京都市大）羽倉尚人 |
| (講演 4)男性の育児（家事や地域貢献も）参加へ向けて | （大阪大）黒崎健 |
| (講演 5)会員以外の活躍する女性技術者 | （東北大）吉田浩子 |
| (講演 6)女性会員増のための学会への提言 | （福岡工業大）大野富生 |
| 全体討論 | |

*Chikako IWAKI[1], *Yoko KOBAYASHI[2], *Naoto HAGURA[3], *Ken KUROSAKI[4], *Hiroko YOSHIDA[5] and *Tomio OHNO[6]

[1]Toshiba Corporation, [2]Nuclear Reguration Authority, [3]Tokyo City University, [4]Osaka University, [5]Tohoku University, [6]Fukuoka Institute of Technology

男女共同参画委員会セッション

# HOW TO 男女共同参画 —委員会活動からの各種提言—

How to improve gender equality

-suggestions from the gender equality committee of AESJ-

*岩城智香子[1]，*小林容子[2]，*羽倉尚人[3]，*黒崎健[4]，*吉田浩子[5]，*大野富生[6]

[1]東芝，[2]原子力規制庁，[3]東京都市大学，[4]大阪大学，[5]東北大学，[6]福岡工業大学

男女共同参画委員会は2003年にワーキンググループ（WG）として活動を開始し、2007年に常置委員会に昇格した。WG 発足当初から本会の女性会員数の増加や、原子力・放射線分野における職場環境の改善等を目的とした様々な取組を実施している。

依然として、本会の女性会員比率は少ない（2016年3月末現在4.4%）状況にあるが、国の施策としても女性の活躍促進が挙げられており、今後も原子力・放射線分野における男女共同参画の推進に寄与すべく、取組を進めたいと考えている。

一方、これまでの本委員会企画セッションの聴講者からは「所属組織で男女共同参画を担当することになったが、実際何をどうすれば良いのか分からない」「女性会員比率を高めて、何がどう改善すると説明すれば良いか？」との声も聞かれ、本委員会の取組結果については、同じ問題意識を持つ会員と改めて共有することが有意義であると思われる。

そこで、今回の企画セッションでは、これまでの活動をベースとして、各取組についての紹介、取組を通じて得られた知見の提供及び今後の女性活躍促進に向けた提言を行うものとしたい。取組紹介や提言については実際に携わった構成委員から行うものとし、全体討論の時間も設定して、広く会員や一般聴講者との意見も求めることとしたい。

本企画セッションの構成は以下のように予定している。なお、1講演は5分程度とし、テンポの良い進行に努め、全体討論の時間を多めに確保するものとする。

また、本委員会でこれまでに作成したロールモデル集等の広報物も会場で配布する予定である。

| | |
|---|---|
| (講演 1)原子力学会・女性比率の推移と現状 | （東芝）岩城智香子 |
| (講演 2)女子中高生夏の学校への参画 | （原子力規制庁）小林容子 |
| (講演 3)原子力・放射線分野の「ロールモデル集」の作成 | （東京都市大）羽倉尚人 |
| (講演 4)男性の育児（家事や地域貢献も）参加へ向けて | （大阪大）黒崎健 |
| (講演 5)会員以外の活躍する女性技術者 | （東北大）吉田浩子 |
| (講演 6)女性会員増のための学会への提言 | （福岡工業大）大野富生 |
| 全体討論 | |

*Chikako IWAKI[1], *Yoko KOBAYASHI[2], *Naoto HAGURA[3], *Ken KUROSAKI[4], *Hiroko YOSHIDA[5] and *Tomio OHNO[6]

[1]Toshiba Corporation, [2]Nuclear Reguration Authority, [3]Tokyo City University, [4]Osaka University, [5]Tohoku University, [6]Fukuoka Institute of Technology

男女共同参画委員会セッション

# HOW TO 男女共同参画 —委員会活動からの各種提言—

How to improve gender equality

-suggestions from the gender equality committee of AESJ-

*岩城智香子[1]，*小林容子[2]，*羽倉尚人[3]，*黒崎健[4]，*吉田浩子[5]，*大野富生[6]

[1]東芝，[2]原子力規制庁，[3]東京都市大学，[4]大阪大学，[5]東北大学，[6]福岡工業大学

男女共同参画委員会は2003年にワーキンググループ（WG）として活動を開始し、2007年に常置委員会に昇格した。WG 発足当初から本会の女性会員数の増加や、原子力・放射線分野における職場環境の改善等を目的とした様々な取組を実施している。

依然として、本会の女性会員比率は少ない（2016年3月末現在4.4%）状況にあるが、国の施策としても女性の活躍促進が挙げられており、今後も原子力・放射線分野における男女共同参画の推進に寄与すべく、取組を進めたいと考えている。

一方、これまでの本委員会企画セッションの聴講者からは「所属組織で男女共同参画を担当することになったが、実際何をどうすれば良いのか分からない」「女性会員比率を高めて、何がどう改善すると説明すれば良いか？」との声も聞かれ、本委員会の取組結果については、同じ問題意識を持つ会員と改めて共有することが有意義であると思われる。

そこで、今回の企画セッションでは、これまでの活動をベースとして、各取組についての紹介、取組を通じて得られた知見の提供及び今後の女性活躍促進に向けた提言を行うものとしたい。取組紹介や提言については実際に携わった構成委員から行うものとし、全体討論の時間も設定して、広く会員や一般聴講者との意見も求めることとしたい。

本企画セッションの構成は以下のように予定している。なお、1講演は5分程度とし、テンポの良い進行に努め、全体討論の時間を多めに確保するものとする。

また、本委員会でこれまでに作成したロールモデル集等の広報物も会場で配布する予定である。

| | |
|---|---|
| (講演 1)原子力学会・女性比率の推移と現状 | （東芝）岩城智香子 |
| (講演 2)女子中高生夏の学校への参画 | （原子力規制庁）小林容子 |
| (講演 3)原子力・放射線分野の「ロールモデル集」の作成 | （東京都市大）羽倉尚人 |
| (講演 4)男性の育児（家事や地域貢献も）参加へ向けて | （大阪大）黒崎健 |
| (講演 5)会員以外の活躍する女性技術者 | （東北大）吉田浩子 |
| (講演 6)女性会員増のための学会への提言 | （福岡工業大）大野富生 |
| 全体討論 | |

*Chikako IWAKI[1], *Yoko KOBAYASHI[2], *Naoto HAGURA[3], *Ken KUROSAKI[4], *Hiroko YOSHIDA[5] and *Tomio OHNO[6]

[1]Toshiba Corporation, [2]Nuclear Reguration Authority, [3]Tokyo City University, [4]Osaka University, [5]Tohoku University, [6]Fukuoka Institute of Technology

男女共同参画委員会セッション

# HOW TO 男女共同参画 —委員会活動からの各種提言—

How to improve gender equality

-suggestions from the gender equality committee of AESJ-

*岩城智香子[1]，*小林容子[2]，*羽倉尚人[3]，*黒崎健[4]，*吉田浩子[5]，*大野富生[6]

[1]東芝，[2]原子力規制庁，[3]東京都市大学，[4]大阪大学，[5]東北大学，[6]福岡工業大学

男女共同参画委員会は2003年にワーキンググループ（WG）として活動を開始し、2007年に常置委員会に昇格した。WG 発足当初から本会の女性会員数の増加や、原子力・放射線分野における職場環境の改善等を目的とした様々な取組を実施している。

依然として、本会の女性会員比率は少ない（2016年3月末現在4.4%）状況にあるが、国の施策としても女性の活躍促進が挙げられており、今後も原子力・放射線分野における男女共同参画の推進に寄与すべく、取組を進めたいと考えている。

一方、これまでの本委員会企画セッションの聴講者からは「所属組織で男女共同参画を担当することになったが、実際何をどうすれば良いのか分からない」「女性会員比率を高めて、何がどう改善すると説明すれば良いか？」との声も聞かれ、本委員会の取組結果については、同じ問題意識を持つ会員と改めて共有することが有意義であると思われる。

そこで、今回の企画セッションでは、これまでの活動をベースとして、各取組についての紹介、取組を通じて得られた知見の提供及び今後の女性活躍促進に向けた提言を行うものとしたい。取組紹介や提言については実際に携わった構成委員から行うものとし、全体討論の時間も設定して、広く会員や一般聴講者との意見も求めることとしたい。

本企画セッションの構成は以下のように予定している。なお、1講演は5分程度とし、テンポの良い進行に努め、全体討論の時間を多めに確保するものとする。

また、本委員会でこれまでに作成したロールモデル集等の広報物も会場で配布する予定である。

| | |
|---|---|
| (講演 1)原子力学会・女性比率の推移と現状 | （東芝）岩城智香子 |
| (講演 2)女子中高生夏の学校への参画 | （原子力規制庁）小林容子 |
| (講演 3)原子力・放射線分野の「ロールモデル集」の作成 | （東京都市大）羽倉尚人 |
| (講演 4)男性の育児（家事や地域貢献も）参加へ向けて | （大阪大）黒崎健 |
| (講演 5)会員以外の活躍する女性技術者 | （東北大）吉田浩子 |
| (講演 6)女性会員増のための学会への提言 | （福岡工業大）大野富生 |
| 全体討論 | |

*Chikako IWAKI[1], *Yoko KOBAYASHI[2], *Naoto HAGURA[3], *Ken KUROSAKI[4], *Hiroko YOSHIDA[5] and *Tomio OHNO[6]

[1]Toshiba Corporation, [2]Nuclear Reguration Authority, [3]Tokyo City University, [4]Osaka University, [5]Tohoku University, [6]Fukuoka Institute of Technology

男女共同参画委員会セッション

# HOW TO 男女共同参画 —委員会活動からの各種提言—

How to improve gender equality

-suggestions from the gender equality committee of AESJ-

*岩城智香子[1]，*小林容子[2]，*羽倉尚人[3]，*黒崎健[4]，*吉田浩子[5]，*大野富生[6]

[1]東芝，[2]原子力規制庁，[3]東京都市大学，[4]大阪大学，[5]東北大学，[6]福岡工業大学

男女共同参画委員会は2003年にワーキンググループ（WG）として活動を開始し、2007年に常置委員会に昇格した。WG 発足当初から本会の女性会員数の増加や、原子力・放射線分野における職場環境の改善等を目的とした様々な取組を実施している。

依然として、本会の女性会員比率は少ない（2016年3月末現在4.4%）状況にあるが、国の施策としても女性の活躍促進が挙げられており、今後も原子力・放射線分野における男女共同参画の推進に寄与すべく、取組を進めたいと考えている。

一方、これまでの本委員会企画セッションの聴講者からは「所属組織で男女共同参画を担当することになったが、実際何をどうすれば良いのか分からない」「女性会員比率を高めて、何がどう改善すると説明すれば良いか？」との声も聞かれ、本委員会の取組結果については、同じ問題意識を持つ会員と改めて共有することが有意義であると思われる。

そこで、今回の企画セッションでは、これまでの活動をベースとして、各取組についての紹介、取組を通じて得られた知見の提供及び今後の女性活躍促進に向けた提言を行うものとしたい。取組紹介や提言については実際に携わった構成委員から行うものとし、全体討論の時間も設定して、広く会員や一般聴講者との意見も求めることとしたい。

本企画セッションの構成は以下のように予定している。なお、1講演は5分程度とし、テンポの良い進行に努め、全体討論の時間を多めに確保するものとする。

また、本委員会でこれまでに作成したロールモデル集等の広報物も会場で配布する予定である。

| | |
|---|---|
| (講演 1)原子力学会・女性比率の推移と現状 | （東芝）岩城智香子 |
| (講演 2)女子中高生夏の学校への参画 | （原子力規制庁）小林容子 |
| (講演 3)原子力・放射線分野の「ロールモデル集」の作成 | （東京都市大）羽倉尚人 |
| (講演 4)男性の育児（家事や地域貢献も）参加へ向けて | （大阪大）黒崎健 |
| (講演 5)会員以外の活躍する女性技術者 | （東北大）吉田浩子 |
| (講演 6)女性会員増のための学会への提言 | （福岡工業大）大野富生 |
| 全体討論 | |

*Chikako IWAKI[1], *Yoko KOBAYASHI[2], *Naoto HAGURA[3], *Ken KUROSAKI[4], *Hiroko YOSHIDA[5] and *Tomio OHNO[6]

[1]Toshiba Corporation, [2]Nuclear Reguration Authority, [3]Tokyo City University, [4]Osaka University, [5]Tohoku University, [6]Fukuoka Institute of Technology

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-3 Application of Beams, Target

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [2N10-16] Accelerator for material and device analysis

Chair: Jun-ichi Hori (Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [2N10] Dependence of the conductivity on the fluence for the polycarbonate samples irradiated with heavy metal ions.

*Kyohei Iwaoka[1], Naoki Fujita[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1.KOBE Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [2N11] Development of Apparatus for the Radiation Resistance Test of Semiconductor Devices in Space Using Low-LET Accelerated Particles

*Kimikazu Sasa[1], Masao Sataka[1], Hiroshi Naramoto[1], Hiroshi Kudo[1] (1.Univ. of Tsukuba)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [2N12] Development of the electron pulse radiolysis for thin samples

*Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Akihiro Oshima[2], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1.ISIR, Osaka Univ., 2.Graduate school of Engineering, Osaka Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [2N13] Platinum nanoparticle catalysts supported on ion-beam-irradiated glassy carbon

Electronic structure analysis by density functional calculation

*Kenta KAKITANI[1], Tetsuya KIMATA[1], Tetsuya YAMAKI[2], Shunnya YAMAMOTO[2], Mao WEI[1], Takayuki TERAI[1], Tomohiro KOBAYASHI[3] (1.U Tokyo, 2.QST, 3.RIKEN)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

### [2N14] TEM imaging using femtosecond electron pulses

*Jinfeng Yang[1], Ryo Asakawa[1], Koichi Kan[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1], Katsumi Tanimura[1] (1.ISIR)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

### [2N15] An ultra sensitive method for hard-to-measure nuclide $^{41}$Ca by Accelerator Mass Spectrometry

*Seiji Hosoya[1], Kimikazu Sasa[1], Tsutomu Takahashi[1], Tetsuya Matsunaka[1], Hiroshi Matsumura[2], Masumi Matsumura[1], Keisuke Sueki[1] (1.University of Tsukuba , 2.Radiaction Science Center, KEK)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

### [2N16] Spectra of Gamma Ray Produced by Nuclear Reaction for The Incident Angle of The Lost α Particles on Be Wall

*Takumi Utsumiya[1], Hiroaki Nishimura[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1], Masaki Nishiura[2], Kenta Doi[3], Masashi Kisaki[4] (1.Kobe Univ., 2.Univ. of Tokyo, 3.Doshisha Univ., 4.National Institute for Fusion Science)

4:30 PM - 4:40 PM JST | 7:30 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

# 重金属イオンビームで照射したポリカーボネートの導電率のフルエンス依存性

Dependence of the conductivity on the fluence for the polycarbonate samples irradiated with heavy metal ions.

*岩岡恭平[1]，藤田尚希[1]，谷池晃[1]，古山雄一[1]
[1]神戸大学

タンデム加速器を用いて生成した 500 keV の重金属イオンビームでポリカーボネートを照射することで導電性を導入している．そして，フルエンス $10^{15}$〜$10^{18}$ $cm^{-2}$ の範囲で導電率のフルエンス依存性を調べた．その結果，フルエンスの増加に伴い導電率が上昇し，$5\times10^{17}$ $cm^{-2}$ 付近で導電率が約 2000 S/m となった．

**キーワード：加速器，イオンビーム，導電性，ポリカーボネート**

**1. 緒言**　近年，ノートパソコンや携帯電話等の電子製品は小型・軽量化されている．それに伴い，これらを駆動させる電子部品も小型・軽量化が求められている．また，機能性高分子材料は無機材料に比べ，軽くて柔軟性があり加工しやすいため，様々な分野への応用が期待されている．そこで本研究は，タンデム加速器を用いて生成した重金属イオンビームをポリマーに照射することで，微小な領域に導電性を導入し，その特性に関する基礎研究を行っている．

**2. 実験**　基盤となるポリマーには，ポリカーボネート（PC：3cm×5cm×0.1cm）を使用した．
①基盤ポリマーに加速器で生成した重金属イオンビームを照射し，導電率のフルエンス依存性とエネルギー依存性を調べた．ターゲットには，PC，試射用のポリエチレン，スケールを張り付けてある．まず，ポリエチレンを重金属イオンビームで照射し，その焦げ跡の大きさをスケールと比較し，ビーム径を決定する．その後，ビームが PC にあたるようにターゲットを移動させ，PC を重金属イオンビームで目標のフルエンスに到達するまで照射を行う．②チェンバーからターゲットを取り出し，抵抗値を測定する．抵抗値の測定には，Keithley 製 Model 2010 Multimeter を使用して 4 探針法で行った．③基盤ポリマーに重金属イオンビームを照射し導電性を導入した試料を，ラザフォード後方散乱分光法(RBS)を用いて分析した．導電性部分よりも細く絞ったイオンビームを用いることで，微小領域の分析を行った．

**3. 結果・考察**　SRIM2008 を用いて定めたイオンビームの飛程を，試料の厚さ $t$ とし，式 $\sigma=1/R\times R_{CF}\times t$（$\sigma$:導電率，$R$:測定した抵抗値，$R_{CF}$:補正係数）を用いて導電率を算出した．

500 keV の銅イオンビームで照射を行った PC では，$10^{16}$ $cm^{-2}$ 以上のフルエンスで導電性が見られた．フルエンスの増加に伴い導電率が上昇し，導電率はフルエンスに依存することがわかった．$5\times10^{17}$ $cm^{-2}$ で導電率が急激に上昇し，約 2000 S/m となった．それ以上はフルエンスの増加に対して導電率の増加は見られなかった．

また，重金属イオンを照射した PC の RBS 分析を行った．その結果の一部を、Fig. 1, Fig. 2 にそれぞれ示す．それぞれの重金属イオンに対する飛程と SRIM で得た飛程を比較するとほぼ一致した．また，重金属イオン照射後の PC と照射前の PC の酸素密度を比較すると，重金属イオンの照射によって試料内部から酸素が抜けていることがわかった．このことから，重金属イオンを照射したことにより，カーボネート結合が切られ，導電性を持つ新しい構造が形成されているのではないかと考えている．

本講演では，これらの結果に加えて，導電率のエネルギー依存性等について言及する．

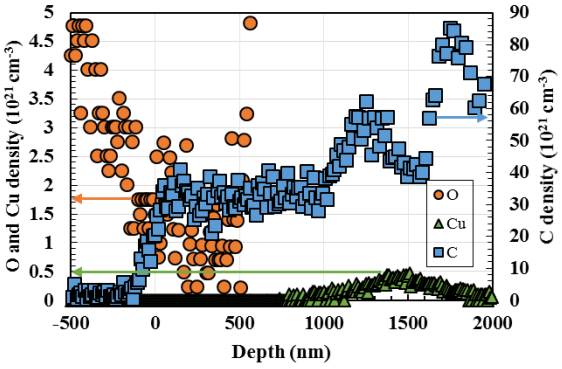
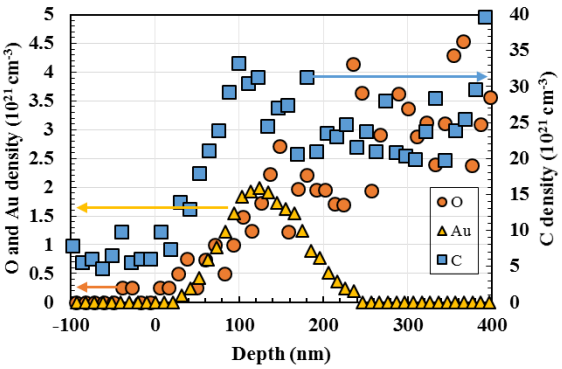



Fig. 1. Oxygen, Carbon, Copper (1MeV) profiles.




**参考文献**

[1] V. Resta et al. , NIM B , 312(2013) PP. 42-47

*Kyohei Iwaoka[1] , Naoki Fujita[1] , Akira Taniike[1] , Yuichi Furuyama[1]
[1]Kobe University

# 低 LET 加速粒子による放射線耐性試験のための宇宙用素子照射装置の開発

Development of Apparatus for the Radiation Resistance Test of Semiconductor Devices in Space Using Low-LET Accelerated Particles

*笹 公和[1]，左高 正雄[1]，楢本 洋[1]，工藤 博[1]

[1]筑波大学

宇宙用機器や原子力施設及び原発の廃炉作業等で使用する機器に搭載する民生用半導体素子について、放射線耐性試験の需要が高まっている。本発表では、筑波大学 6 MV タンデム加速器システムに設置された、低 LET 加速粒子を用いた放射線耐性試験のための宇宙用素子照射装置の開発概要について報告する。

**キーワード：**放射線耐性試験，タンデム加速器，半導体素子，宇宙用機器，LET，廃炉

## 1. 緒言

放射線環境におけるデバイスのシングルイベント発生頻度は、LET の低い数 10 MeV/(mg/cm$^2$)以下の領域に閾値があり、タンデム加速器による加速粒子エネルギー範囲と一致する。最近、宇宙用機器や原子力施設及び原発の廃炉作業等で使用する機器に搭載する半導体素子について、より安価な民生用部品の使用が望まれている。しかし、民生用半導体素子の放射線耐性試験が実施できる機関は限られており、特に宇宙関連企業と研究機関が集積しているつくば地区において、宇宙用素子照射装置の開発要請が高まっていた。

## 2. 実験装置

震災復興計画により開発を行った筑波大学 6 MV タンデム加速器システムが、2015 年度に完成した[1]。6 MV タンデム加速器では、陽子から金までの多種のイオンを幅広いエネルギー範囲で提供可能であり、加速電圧の安定性としては $\Delta V/V \sim 10^{-4}$ を有している。また、金などの重いイオンでは、粒子最大エネルギーとして 91 MeV までの放射線施設の使用許可を得ている。文科省「先端研究基盤共用・プラットフォーム形成事業」での高度化設備として開発をおこなった宇宙用素子照射装置は、加速器室 L2 コース(ME/q$^2$ = 176 amu MeV)に設置されており、ビーム拡散用の散乱体を導入可能な微弱ビーム形成部と直径 1,020 mm の真空槽からなる照射試験部、集中制御・計測部と真空排気系システム部から形成されている。照射試験部には、遠隔操作で XYθφの 4 軸が駆動する A5 版サイズ(148×210 mm) の試料ホルダーが設置されている。半導体素子への照射では、照射粒子を均一に分散させる必要がある。また、照射量としては微弱な $10^2$~$10^4$ ions/cm$^2$/s 程度であり、現在、大面積の均一照射野を形成するイオン照射技術の開発を実施している。

## 3. 結論

イオン照射試験では、加速電圧 5 MV を用いて、$C^{4+}$、25 MeV での照射試験を実施した。2 μm の Au 散乱体用いて、57×57 mm のほぼ正方形のビーム照射野が得られた。Au 散乱体のみを使用した状態で、ビーム均一度は約 60%であった。今後、電磁石レンズを用いたビーム拡散などにより、イオン照射密度の均一形成技術の開発を図っていく予定である。本照射装置は、民生用半導体素子を宇宙転用できるかの一次評価試験において、有用な設備になると期待されている。今後、得られた放射線耐性試験データを蓄積して、JAXA や民間企業との協力により民生用半導体素子の宇宙転用の促進に貢献する予定である。

### 参考文献

[1] K. Sasa et al., *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research* B **361** (2015) 124-128.

---

*Kimikazu Sasa[1], Masao Sataka[1], Hiroshi Naramoto[1], Hiroshi Kudo[1]

[1] Univ. of Tsukuba

# 薄い試料の電子線パルスラジオリシスの開発

Development of the electron pulse radiolysis for thin samples

*近藤 孝文[1]，神戸　正雄[1]，大島　明博[2]，菅　晃一[1]，楊　金峰[1]，吉田 陽一[1]
[1]阪大産研，[2]阪大院工

多くの産業応用では、薄膜や材料の表面・界面で起きる放射線化学反応を基にしているので、薄い試料の放射線化学反応をパルスラジオリシスで直接観測することが望まれている。本研究では、薄膜を用いた場合の電子線パルスラジオリシスについての幾つかの試みと検討を報告する。
**キーワード：**電子加速器，パルスラジオリシス，放射線化学

## 1. 緒言

電子線を用いた材料の改質や、グラフト重合による材料の機能化、次世代レジスト薄膜における潜像形成は、薄膜や材料の表面・界面で起きる放射線化学反応を基にしており、薄い試料の放射線化学反応をパルスラジオリシスで直接観測することがのぞまれている。しかしながら、高エネルギー電子線と薄い試料の相互作用は非常に小さいので、困難である。本研究では、薄膜を用いた場合の電子線パルスラジオリシスについての試行と検討を報告する。①フォトカソード高周波電子加速器を用いた場合、電子ビームを強く収束することで電子密度の増倍を図り、活性種濃度を増加させる。②大強度熱電子銃加速器を用いた場合、電荷量を大きくすることで、活性種濃度を増倍する。③低エネルギー電子線照射装置を用いると、材料中のエネルギー付与が大きくなり、電子あたりの活性種の発生数を増倍することができる。

## 2. 実験

ナノ秒パルスラジオリシス実験では、8 ns, 26 MeV のパルス電子線を試料に照射し、Xe フラッシュランプの白色光を電子線と同軸入射し、分光器により分光して Si フォトダイオードで検出した。フェムト秒パルスラジオリシス実験では、400 fs, 32 MeV のパルス電子線を試料に照射し、分析用フェムト秒レーザーパラメトリック増幅システムにより分析光を発生して電子線と同軸入射し、バンドパルフィルタにより分光して Si アバランシェフォトダイオードにより検出した。試料は、既知でモル吸光係数の比較的大きな水和電子（ε@720 nm= 18800$cm^{-1}M^{-1}$）を対象とした。バイアル中で Ar 置換しその後、石英セルに移した。

## 3. 結果と考察

大強度の熱電子銃加速器を用いた場合のナノ秒パルスラジオリシス実験では、光路長 1 mm セルを用いて、電荷量を増大したことにより、吸光度 130 mO.D.を得た。吸光度の測定下限が 1 mO.D.程度であるので、計算上は 10 $\mu$ m 厚の試料で吸光度 1.3 mO.D.が観測可能と考えられる。フォトカソード高周波電子加速器を用いたフェムト秒パルスラジオリシスでは、現状のマグネット構成で電子ビームを収束しても 1 mm 厚試料で吸光度 13 mO.D.だった。100 $\mu$ m 厚の試料が現状での限界だった。しかしながら、大強度パルスにしたことで放射線化学反応自体が変化した。水和電子は水和電子同士の 2 次反応が顕著になった。この事は、電子線パルスの大電流化、収束による高密度化が、化学反応に影響を与えるので、測定可能ではあるが、取り扱いに注意が必要であることを示した。

---

*Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Akihiro Oshima[2], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida,[1]
[1]ISIR, Osaka Univ., [2]Graduate school of Engineering Osaka Univ.

# イオンビーム照射グラッシーカーボンに担持した白金ナノ微粒子触媒：密度汎関数理論計算による電子構造解析

Platinum nanoparticle catalysts supported on ion-beam-irradiated glassy carbon: electronic structure analysis by density functional calculation

*垣谷 健太[1]，木全 哲也[1]，八巻 徹也[2]，山本 春也[2]，毛 偉[1]，寺井 隆幸[1]，小林 知洋[3]
[1]東京大学大学院，[2]量子科学技術研究開発機構高崎量子応用研究所，[3]理化学研究所

イオン照射したグラッシーカーボン上の白金ナノ微粒子は、未照射の場合に比べて、酸素還元触媒として高い活性を示す。本研究では、そのメカニズム解明を目指し、密度汎関数法による電子構造解析を行った。

**キーワード：**密度汎関数理論，イオンビーム，白金ナノ微粒子，グラッシーカーボン，酸素還元触媒

## 1. 緒言

固体高分子形燃料電池におけるカソードの酸素還元反応（ORR）触媒として、高い活性と耐久性を持つ白金(Pt)ナノ微粒子が求められている。我々はこれまでに、380 keV の Ar イオンを照射したグラッシーカーボン（GC）基板上の Pt ナノ微粒子が、未照射の基板上と比べて高活性であることを見出している[1]が、その詳細な機構は明らかになっていない。そこで本研究では、照射欠陥を導入した GC 上の Pt ナノ微粒子に対して、電子構造を密度汎関数理論（DFT）に基づき解析し GC の欠陥構造が及ぼす影響を調べた。

## 2. 計算

本研究では、GC の深さ方向に格子空孔を形成するというイオンビームの特徴[2]を反映させるため、従来[3]とは対照的に、三層のグラファイト構造（PG）を採用した。その直上に正二十面体の $Pt_{13}$ クラスターを（面を下に向けて）配置し、図 1 のような計算モデルを作成した。GC の最下層は完全なグラファイト層とし、その上の二層における層内の単空孔と二重空孔、及び層間欠陥[4]など、図 1 に示される 5 つの欠陥構造を考慮した。DFT 計算には Vienna Ab-initio Simulation Package （VASP）を使用し、交換相関汎関数に一般化勾配近似を適用した。カットオフエネルギーは 400 eV とした。

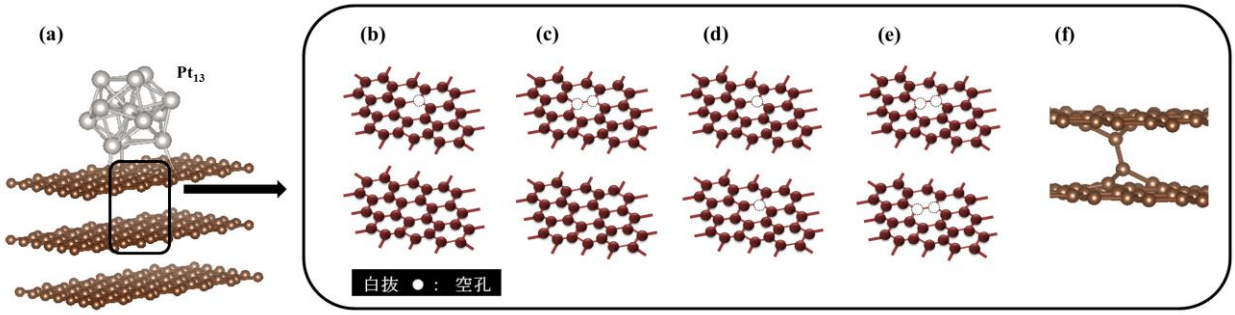



図 1: (a)PG 上の $Pt_{13}$ のモデルと欠陥構造のモデル（(b)SV、(c)DV 、(d)2SV 、(e)2DV、(f)IDV）

## 3. 結果・考察

GC に近い 3 つの Pt 原子と C 原子との距離の平均値を $d_{Pt\text{-}C}$ とする。欠陥を有する GC 上では $d_{Pt\text{-}C}$ が短縮する傾向があり、強固な Pt-C 結合の形成を示唆している。また、特に複数の空孔を有する DV と 2SV と 2DV の構造では、無欠陥の PG 上と比べて $Pt_{13}$ の d バンドセンター（フェルミ準位以下の d 電子のエネルギーの平均値）が低下していた。$E_d$ と ORR 活性の関係については当日報告する。

**参考文献**

[1] 木全，加藤，八巻，山本，箱田，小林，鈴木，寺井，日本原子力学会 2015 年春の大会予稿集，M23
[2] D. G. McCulloch, S. Prawer and A. Hoffman, Phys. Rev. B 50, 5905-5917 (1994).
[3] D. H. Lim and J. Wilcox, J. Phys. Chem. C 116, 3653-3660 (2012).
[4] R. H. Telling, C. P. Ewels, A. A. El-Barbary and M. I. Heggie, Nature Mater. 2, 333-337 (2003).

*Kenta Kakitani[1], Tetsuya Kimata[1], Tetsuya Yamaki[2], Shunya Yamamoto[2], Wei Mao[1], Takayuki Terai[1] and Tomohiro Kobayashi[3]
[1]U.Tokyo, [2]QST, [3]RIKEN

# フェムト秒電子線パルスによる TEM イメージング

TEM Imaging using Femtosecond Electron Pulses

*楊　金峰[1]，浅川　稜[1]，菅　晃一[1]，近藤　孝文[1]，神戸　正雄[1]，吉田　陽一[1]，谷村　克己[1]
[1]阪大産研

我々は、相対論的なエネルギーのフェムト秒短パルス電子ビームを用いた超高速電子顕微鏡を開発し、物質における超高速で進行する構造相転移や反応過程に関する研究を推進している。本大会では、フォトカソード高周波（RF）電子銃を用いたフェムト秒超短パルス電子ビームの発生と、それによる透過型電子顕微鏡のイメージングの実験結果について報告する。

**キーワード：**電子顕微鏡，フェムト秒電子ビーム，フォトカソード RF 電子銃

## 1. 緒言

我々は、フォトカソード高周波（RF）電子銃を用いて低エミッタンス・相対論的エネルギーのフェムト秒電子線パルスを発生し、超高速電子顕微鏡装置の開発を行い、物質における超高速で進行する構造相転移や反応過程に関する研究を推進している。今までの研究成果として、エネルギーが 3.1MeV、規格化エミッタンスが 0.14mm-mrad のフェムト秒電子線パルスを用いて、電子回折ではシングルショットの測定に成功し、イメージ測定では直径 1.1μm と 500nm のポリスチレン微粒子の観測に成功し、4,500 倍の拡大倍率を達した。

## 2. フェムト秒電子線パルスによる TEM イメージング

まず、RF 電子銃から発生した電子ビームを、超高速電子顕微鏡[1,2]に設置された直径 0.3mm のコンデンサ絞りによりコリメートした後、コンデンサレンズを用いて試料に集束した。次に、透過電子顕微鏡（TEM）像の結像では、対物レンズ、中間レンズと投影レンズを用いた。TEM イメージの観測は、Tl をドーピングした CsI シンチレータと EMCCD カメラにより行われた。図 1 に、2,000 パルス積算で観測した直径 1.1μm と 500nm のポリスチレン微粒子の TEM 像（明視野）を示す。電子ビームのエネルギーは 3.1MeV であり、規格化エミッタンスは 0.14mm-mrad、パルス当たりの電荷量は 1pC であった。電子線パルス幅は 100fs であり、TEM 像の拡大倍率は 1,600 倍であった。

実験の詳細や考察については大会の当日に報告させて頂くが、最大の成果としては、相対論的エネルギーの電子線パルスによる直径 1μm 以下のポリスチレン微粒子の観測に成功したことである。このような軽い元素から構成される微粒子が観測できることは、神経細胞などの生体物質構造解析・機能解明への応用展開が可能であることを示唆する。

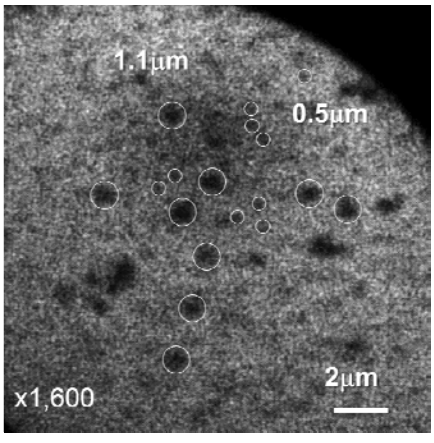



Fig.1　明視野で観測した直径 1.1μm と 500nm のポリスチレン微粒子の TEM 像

**参考文献**

[1] 楊金峰ら、2015 年春の大会の予稿集
[2] 楊金峰、顕微鏡、Vol. 50, No. 3, 156-159 (2015)

*Jinfeng Yang[1], Ryo Asakawa[1], Koichi Kan[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1] and Katsumi Tanimura[1]
[1]ISIR, Osaka Univ.

# 難測定核種 $^{41}$Ca の加速器質量分析法による超高感度測定

An ultra sensitive method for hard-to-measure nuclide $^{41}$Ca by Accelerator Mass Spectrometry

*細谷 青児[1]，笹 公和[1]，高橋 努[1]，松中 哲也[1]，松村 宏[2]，松村 万寿美[1]，末木 啓介[1]
[1]筑波大学，[2]KEK 放射線科学センター

6MV タンデム加速器を用いて加速器質量分析法(Accelerator Mass Spectrometry ; 以下 AMS)での $^{41}$Ca の測定を行い，PHITS によるシミュレーションによってガス検出器の最適なガス圧を求め実際の結果と比較した．

**キーワード：**加速器質量分析法，$^{41}$Ca，タンデム加速器，ΔE-E 検出器

## 1. 緒言

AMS は同位体比 $10^{-16}$ オーダーまでの放射性核種の測定が可能な超高感度な質量分析法である．筑波大学 AMS グループでは 6MV タンデム加速器を用いて多核種 AMS($^{10}$Be, $^{14}$C, $^{26}$Al, $^{36}$Cl, $^{41}$Ca, $^{129}$I)の開発を行っている．$^{41}$Ca も他の核種と同様に長半減期(半減期：$1.04\times10^5$ 年)であり，主に $^{40}$Ca(n,γ)$^{41}$Ca の中性子捕獲反応で主に生成される．そのため，生物学的，環境学的研究のみならず原子力施設等における放射性廃棄物のクリアランス評価対象核種としても重要な核種である．しかし，その測定において障害となるのが同重体 $^{41}$K である．この $^{41}$K の影響を少なくするために，本研究では $^{41}$Ca の AMS 測定における検出器の最適化を PHITS[1]シミュレーションを用いて行った．

## 2. 実験

$CaF_2$ の試料をイオン源でスパッタさせ $CaF_3^-$ ビームを加速器に入射させる．6MV のターミナル電圧で加速させ，加速器中央の炭素膜ストリッパー(4.8 μg/cm$^2$)でストリップさせた後，加速後の分析電磁石で $^{41}$Ca$^{7+}$ を選択し，44.5 MeV のビームエネルギーで検出器へと入射させる．検出器にはイソブタンガスを封入し，入射窓には 75 nm の窒化シリコン膜を用いている．4 種類の標準試料についての測定と 2 種類の市販試薬を用いてバックグラウンド測定を行った．シミュレーションでは 5 枚電極形ガスΔE-E 検出器を入射窓まで再現しその中で粒子輸送計算を行った．目的核種($^{41}$Ca)と妨害核種($^{41}$K)の分離をスペクトルのピークトップのエネルギー差で評価し，最も分離する条件(検出器ガス圧、ガス種、入射窓の材質など)を最適条件とした．また、計算結果と同じ条件での測定結果を比較し PHITS シミュレーションの再現性を確認した．

## 3. 結果・考察

シミュレーションによって最適なガス圧は 26-30 Torr であることが分かった．実際の測定においても 28-30 Torr で $^{41}$Ca と $^{41}$K の分離差が最大 2.9 MeV となり，バックグラウンド $^{41}$Ca / $^{40}$Ca ~ $6\times10^{-14}$ が得られた．また，これによって $^{41}$K が豊富に含まれるような実際に試料の測定に対しても $^{41}$K を十分に分離して $^{41}$Ca の測定が行える可能性を見出した．更に，実際にガス圧を変えた際の $^{41}$Ca と $^{41}$K の分離がシミュレーションと一致する結果を得た．つまり，各施設の装置において PHITS を使用してガス検出器の最適条件を求めることが可能であることが分かった．

### 参考文献

[1] T. Sato *et al*. J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

---

*Seiji Hosoya[1], Kimikazu Sasa[1], Tsutomu Takahashi[1], Tetsuya Matsunaka[1], Hiroshi Matsumura[2], Masumi Matsumura[1] and Keisuke Sueki[1]

[1]University of Tsukuba, [2]Radiaction Science Center, KEK

# 損失α粒子の Be 壁入射角度に対する核反応生成ガンマ線スペクトル

Spectra of Gamma Ray Produced by Nuclear Reaction for
The Incident Angle of The Lost α particles on Be Wall

*宇都宮 匠[1]，西村 洋亮[1]，谷池 晃[1]，古山 雄一[1]，西浦 正樹[2]，土居 謙太[3]，木崎 雅志[4]
[1]神戸大学，[2]東京大学，[3]同志社大学，[4]核融合科学研究所

DT 核融合プラズマから損失するアルファ粒子を計測する手法として，炉壁物質との反応によって発生するガンマ線を利用することが提案されている．本学タンデム加速器で $^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ 反応を模擬し，得られた 4.44MeV ガンマ線のエネルギースペクトルと損失粒子の炉壁への入射角度の関係を調査した．

**キーワード：**損失アルファ粒子，ガンマ線，ドップラー効果，タンデム静電加速器

## 1. 緒言

ITER において，プラズマ閉じ込め領域から炉壁へ損失するアルファ粒子の計測はプラズマ燃焼維持にとって重要である．我々は，この損失アルファ粒子を計測するガンマ線カメラ開発を行っている．その原理は，第一壁材料ベリリウムと損失アルファ粒子との核反応によって発生する 4.44MeV ガンマ線を利用するものである[1]．この 4.44MeV ガンマ線は励起状態の原子核が停止する前に放出されるため，ドップラー効果を受ける[2]．得られるガンマ線エネルギースペクトルに対するドップラー効果の影響は損失アルファ粒子の入射粒子数，エネルギーおよび第一壁への入射角度に対応すると考えられる．そこで，ドップラー効果を受けた 4.44MeV ガンマ線の全吸収エネルギースペクトルについて調べた．また，$^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ 反応のシミュレーションを行い，実験データと比較検討した．その結果，ガンマ線スペクトルにおけるドップラーシフトの角度依存性を再現できた．これより，損失アルファ粒子の炉壁への入射角度を特定できることが示唆された[3]．そこで，本研究では損失アルファ粒子の入射角度を特定する手法を検討した．

## 2. 実験・計算

本学 1.7MV タンデム加速器を用いてヘリウムイオンビームを生成した．ビームに対して垂直に設置したベリリウムターゲットにヘリウムイオンを入射した．$^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ 反応で生成したガンマ線は高純度ゲルマニウム半導体検出器（ORTEC 社製 GMX25P4-70）を用いて測定した．観測した 4.44MeV ガンマ線の全吸収ピークエネルギースペクトルからドップラーシフトおよびドップラー拡がりを測定した．

また，Fig. 1 に示す様に，実際の ITER において角度$\theta$ で壁に入射する損失アルファ粒子を計測できるよう検出器を配置することを計画している．核反応のシミュレーションには FORTRAN および PHITS を使用し，4.44MeV ガンマ線のドップラーシフトを評価した．

## 3. 結果

核融合プラズマ燃焼実験における損失アルファ粒子の入射角度分布に対応したガンマ線スペクトルを模擬するため，実験で得られたガンマ線スペクトルを足し合わせた．その一例を Fig. 2 に示す．スペクトルのピークエネルギーおよび半値全幅はそれぞれ 4460.1 keV・48.2 keV ( SUM(30~60) )，4470.7keV・42.2 keV ( 30 degree )，4451.3keV・43.3 keV ( 60 degree )である．損失アルファ粒子の入射角度特定に向けた手法の検討内容について，詳しくは講演にて発表する．

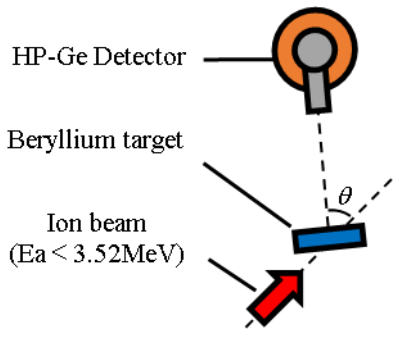



Fig. 1. Gamma-ray counting Schematic.

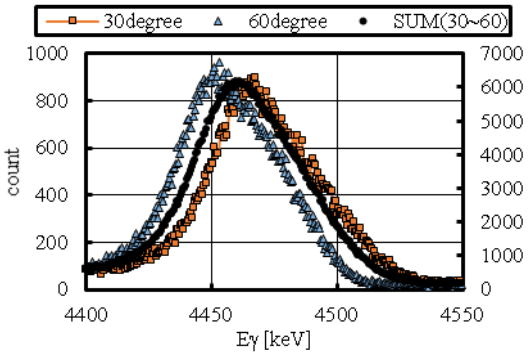



Fig. 2. Integrated Photopeak Spectra.

**参考文献**

[1] M. Nishiura et al.: Rev. Sci. Instrum. 85 (11), 11E804 (2014)
[2] V.G. Kiptily et al.: Nuclear Fusion 50, 084001 (2010)
[3] 宇都宮 匠 ほか: 日本原子力学会 春の年会 2M11 (2016)

*Takumi Utsumiya [1], Hiroaki Nishimura[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1], Masaki Nishiura[2], Kenta Doi[3] and Masashi Kisaki[4].

[1]Kobe Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]Doshisha Univ., [4]National Inst. for Fusion Science.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-5 Medical Reactor and Accelerator, Medical Physics

Thu. Sep 8, 2016 4:40 PM - 6:20 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 7:40 AM - 9:20 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [2N17-22] Medical application

Chair: Kimikazu Sasa (Univ. of Tsukuba)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

### [2N17] Measurement of magnetic fields due to eddy currents induced in a beam duct of a bending magnet of a compact synchrotron for carbon ion therapy

*Kouhei Shiobara[1], Takeo Iwai[2], Akira Goto[3], Fuyuki Tokanai[2] (1. Graduate School of Science and Engineering (Science), Yamagata University , 2.Academic Assembly, Yamagata University , 3.RIKEN)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

### [2N18] Investigation of Induced Activity in Self Shield for PET Cyclotron Facility

*Koji Oishi[1], Toshiyuki Yagishita[1], Yoshiyuki Yamaya[1], Kazuaki Kosako[2], Tomohiko Aso[3], Kanyu Ihara[3] (1.JER, 2.Institute of technology, Shimizu Corp., 3.NCC)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

### [2N19] Design study for a multiple radiation shielding for an accelerator-driven BNCT system based on $^{7}$Li(p,n)reactions by 2.8MeV protons

*Eiji Suzuki[1], Fujio Hiraga[1], Takashi Kamiyama[1], Masato Ohnuma[1] (1.Graduate School of Engineering, Hokkaido University)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

### [2N20] Development of Alumina Adsorbents for $^{99}$Mo/$^{99m}$Tc Generator
(1)Effect on Surface Properties and Crystal Structure of Alumina by Sintering Conditions

*Tomoya Kitagawa[1], Fumio Kurosaki[1], Takashi Yoneyama[1], Minoru Matsukura[1], Hitoshi Mimura[1], Yoshitaka Suzuki[2], Yoji Namekawa[2], Kunihiko Tsuchiya[2] (1.UNION SHOWA K.K., 2.JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

### [2N21] Development of Alumina Adsorbents for $^{99}$Mo/$^{99m}$Tc Generator
(2)Effect on Molybdenum Adsorption of Alumina with Different Surface Properties

*Yoshitaka Suzuki[1], Yoji Namekawa[1], Tomoya Kitagawa[2], Minoru Matsukura[2], Fumio Kurosaki[2], Kaori Nishikata[1], Yoshinori Matsui[1], Hitoshi Mimura[2], Kunihiko Tuchiya[1] (1.JAEA, 2.UNION SHOWA K.K.)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

### [2N22] $^{99m}$Tc generator system based on (γ, n)$^{99}$Mo produced by an electron linear accelerator

*Yumi Suzuki[1], Akira Tsuguchi[1], Yuki Minagawa[1], Fabio Spaziani[1], Katsuyoshi Tatenuma[1], Shun Sekimoto[2], Thutomu Ohtsuki[2] (1.KAKEN, 2.Kyoto University Reseach Reactor Institute)

6:10 PM - 6:20 PM JST | 9:10 AM - 9:20 AM UTC

Time reserved for Chair

# 炭素線治療用小型シンクロトロン偏向電磁石用ビームダクト内に誘起される渦電流による磁場の測定

## Measurement of magnetic fields due to eddy currents induced in a beam duct of a bending magnet of a compact synchrotron for carbon ion therapy

*塩原 滉平[1], 岩井 岳夫[2], 後藤 彰[3], 門叶 冬樹[2]
[1]山形大学大学院理工学研究科, [2]山形大学学術研究院, [3]理化学研究所

炭素線治療用小型シンクロトロン偏向電磁石部の磁極間隙の短縮化のために高さ低減を図って試作した 2 種類のビームダクトに対して、1.5T/s で増加する外部磁場を与え、ダクト内を流れる渦電流による磁場を実験的に評価した。
キーワード：炭素線治療、シンクロトロン、偏向電磁石、ビームダクト、渦電流

## 1. 緒言

炭素線用シンクロトロンを使用する重粒子線がん治療施設では、年間 1 億円を超える電気料金が発生し、施設運営における財政面での一つの障害になっている。消費電力の大部分を占めるシンクロトロン偏向電磁石の磁極間隙を可能な限り小さくすることで、省エネルギー化や小型化につながる可能性がある。その目的でビームの通過領域を確保しつつ高さを低減した 2 種類の SUS-316L 製ビームダクトを試作した。図 1 に 2 種類の試作ダクト a), b)を示す。ビームダクト a), b)はともに従来のビームダクトに比べ高さを低減し、補強のためにリブの厚みを増加させている。a)はレーストラック型のダクト内面を持つが、b)は両端に行くに従って斜めにカットし、a)よりもさらに高さの低減を図ったものである。これらのビームダクト壁面内およびリブに加減速時に誘起される渦電流がビームダクト内部の磁場分布に与える影響を実験的に評価した。

## 2. 実験方法

三菱電機製の炭素線治療シンクロトロン用偏向電磁石を用いて、試作ビームダクトに対して 1.5 T/s で増加する変動外部磁場を与えた。2 台のデジタルマルチメータ(keysight 34411A)とホール素子(Group 3 Technology MPT-141)を用いて励磁電流と電磁石内部の磁場を 20 ms 間隔で同時計測した。この動的磁場および静磁場をビームダクト有りおよび無しで計測し、互いの差を取ることによって渦電流による磁場の評価を行った。

## 3. 実験結果

ビームダクトに誘起される渦電流によってダクト中心部に発生する磁場は試作ダクト a)で 0.2 mT 程度、試作ダクト b)で 0.6 mT 程度と評価された。講演では、渦電流による磁場の分布についても議論する。



図 1 試作した 2 種類のビームダクトの外形 左：a) 右：b)

**参考文献**

[1] Takahiro Yamada et al.「シンクロトロンにおけるビームダクト渦電流起因不整磁場の補正手法開発」 第 8 回日本加速器学会 筑波, 2011 - 08 - 01/03

---

*Kouhei Shiobara[1], Takeo Iwai[2], Akira Goto[3], Fuyuki Tokanai[2]
[1]Graduate School of Science and Engineering, Yamagata University, [2]Academic Assembly, Yamagata University, [3]RIKEN

# PETサイクロトロンの自己遮蔽体の放射化に関する検討

## Investigation of Induced Activity in Self Shield for PET Cyclotron Facility

*大石　晃嗣[1]，柳下　俊行[1]，山谷　善幸[1]，小迫　和明[2]，麻生　智彦[3]，井原　完有[3]
[1]日本環境調査研究所，[2]清水建設技術研究所，[3]国立がん研究センター

ＰＥＴサイクロトロンの自己遮蔽体の放射化量分布に関し、実測と解析による相互補完法による評価を行ったところ、放射化物の峻別が可能であることが明らかとなった。

**キーワード：**自己遮蔽体，放射化，ＰＥＴ，サイクロトロン

### 1. 緒言

平成 14 年の放射線障害防止法の改正により、放射化物は基本的に放射性同位元素によって汚染された物と同様の規制を受けることになった。放射化物の取り扱い方法には、(1) すべてを RI 廃棄物とする、(2) 非汚染物以外を RI 廃棄物とする、(3) 放射化物を一体としてクリアランスする方法が考えられるが、コストや廃止までの期間を考慮すると、最も現実的な方法は (2) の非汚染物を峻別して放射性廃棄物の減容を図ることである。そこで、今回 PET サイクロトロンの自己遮蔽体について、その峻別方法を検討した。

### 2. 放射化量の評価

#### 2-1. 方法

自己遮蔽体の放射化量分布を評価するには、コアボーリングによるサンプルを採取し、半導体検出器や液体シンチレーションカウンタによる測定が直接的であるが、コアボーリングの箇所には限界があるため、全体を評価することが困難である。そこで今回は、3 次元モンテカルロ計算コード PHITS、及び放射化計算コード DCHAIN-SP により、放射化量分布を解析的に求め計算精度を検証するとともに、2 つの方法による相互補完により、放射化量分布を評価した。

表１　実測と解析との比較

| コンクリートコア③ | | | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート表面からの深さ[cm] | Sc-46の放射化量 [Bq/g] | | | Co-60の放射化量 [Bq/g] | | | Cs-134の放射化量 [Bq/g] | | | Eu-152の放射化量 [Bq/g] | | |
| | 測定値(M) | 計算値(C) | C/M | 測定値(M) | 計算値(C) | C/M | 測定値(M) | 計算値(C) | C/M | 測定値(M) | 計算値(C) | C/M |
| 0-2 | 0.012 | 0.0727 | 1.89 | 0.03 | 0.1478 | 4.92 | 0.033 | 0.0554 | 1.68 | 0.032 | 0.0551 | 1.72 |
| 2-4 | | 0.0757 | | 0.029 | 0.1441 | 4.97 | 0.038 | 0.0559 | 1.39 | | 0.0607 | |
| 4-6 | 0.010 | 0.0210 | 2.10 | 0.018 | 0.1118 | 6.21 | 0.021 | 0.0416 | 1.98 | 0.025 | 0.0510 | 2.04 |
| 6-8 | | 0.0157 | | | 0.0785 | | 0.019 | 0.0297 | 1.56 | | 0.0378 | |
| 8-10 | 0.0095 | 0.0106 | 1.12 | 0.016 | 0.0498 | 3.11 | 0.011 | 0.0190 | 1.73 | | 0.0257 | |
| 10-12 | | 0.0068 | | | 0.0314 | | | 0.0116 | | | 0.0165 | |
| 12-14 | | 0.0042 | | | 0.0188 | | | 0.0069 | | | 0.0102 | |

#### 2-2. 結果

今回検出された自己遮蔽体本体の放射性核種は、Sc-46, Co-60, Cs-134, Eu-152 の 4 核種であった。また、放射能量の解析と実測との比（C/M）は表 1 に示すように、Co-60 を除き約ファクター2 の範囲で良く一致した。そこで、図 1 の実測結果に示すように、自己遮蔽体の側面の最も放射化する部位が、10 ㎝以深については検出限界以下のため、この深さを自己遮蔽体の有意な放射化範囲の決定規準とした。

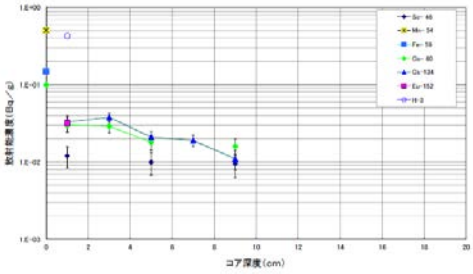


図１　自己遮蔽体の最も放射化する部位の放射化分布

### 3. 結論

有意な放射化の部位を斫り、表面の線量率、及びサンプリングによる再測定を行った結果、すべての部位で検出限界以下の結果が得られ、本手法の妥当性が確認された。

*Koji Oishi[1], Toshiyuki Yagisita[1], Yoshiyuki Yamaya[1], Kazuaki Kosako[2], Tomohiko Aso[3] and Kanyu Ihara[3]
[1]Japan Environment Research, [2]Institute of Technology, Shimizu Corp., [3]National Cancer Center

# 2.8MeV 陽子による $^{7}$Li(p,n)反応に基づく加速器駆動型 BNCT 装置のための複合型放射線遮蔽体の検討

Design study for a multiple radiation shielding for an accelerator-driven BNCT system based on $^{7}$Li(p,n)reactions by 2.8MeV protons

* 鈴木 栄次[1], 平賀 富士夫[1], 加美山 隆[1], 大沼 正人[1]
[1]北海道大学大学院　工学院

装置の設置室の管理区域境界における線量率の制限を満たすという条件のもとで、治療エリア、中性子ビーム成形装置(BSA)、陽子ビームライン、加速器の周囲に設置する小型の複合型遮蔽体を設計した。

**キーワード：**医療用小型加速器、遮蔽

## 1. 緒言

BNCT(ホウ素中性子捕捉療法)のために研究炉の中性子ビームが用いられてきたが、治療の便宜のために医療施設内に併設可能な小型の加速器駆動型中性子源が求められている。加速器や照射装置を医療施設内に設置するために、中性子の漏洩の制御に加えて照射装置の構造物における(n,γ)反応による二次 γ 線の漏洩も十分に小さくする必要がある。そこで本研究では、2.8MeV の陽子による $^{7}$Li(p,n)反応に基づく BNCT 装置を対象とし、装置の設置室の管理区域境界における線量率の制限を満たすという条件のもとで、治療エリア、BSA、陽子ビームライン、加速器の周囲に設置する小型の複合型遮蔽体を設計した。

## 2. 計算方法

シミュレーションコードには Phits を用いた。計算体系（図 1）は加速器からの 2.8MeV 陽子がビームラインを通過し BSA 内部のリチウムターゲットに衝突して 1MeV 以下の中性子を生成するモデルである。加速器の陽子ビーム電力は 42kW である。装置の設置室の管理区域境界における線量率の上限として、1 週間当たりの運転を 10 時間と仮定し、法令により定められた上限の 1.3mSv/3 ヵ月を考慮して 10μSv/h を用いた。この上限値を厚さ 15cm のコンクリート壁外側表面における中性子と光子の合計線量率が超えないように、照射装置の周囲に設置する PE-20%B の中性子遮蔽体と鉛の二次 γ 線遮蔽体の体系を検討した。

## 3. 結果

線量評価位置はリチウムターゲット位置を原点として z 軸を取り、コンクリート壁外側表面で最も線量が高かった二つの点(図 1 における A,B)とした。最初に A と B において中性子線量が 10μSv/h 以下になるように中性子遮蔽体厚さ検討した結果、治療エリアの周囲には 15cm、陽子ビームラインと BSA の周辺には 20cm、加速器の周囲には 5cm が必要である事が分かった。次に中性子線量と光子線量の合計が A と B において 10μSv/h 以下になるように中性子遮蔽体のすぐ外側に設置する二次 γ 遮蔽体の厚さを検討した結果、治療エリア、BSA、陽子ビームラインの周辺と治療エリアには 20cm、加速器の周囲には 0cm が必要であることが分かった。

表 1　遮蔽体の必要厚さ

| | PE-B [cm] | Pb [cm] |
|---|---|---|
| BSA | 20 | 20 |
| beam Line | 20 | 20 |
| 治療エリア | 15 | 20 |
| 加速器 | 5 | 0 |

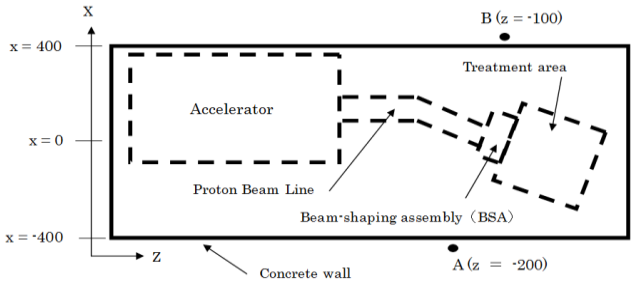



図 1　複合型遮蔽体の配置の平面図

* Eiji Suzuki[1], Fujio Hiraga[1], Takashi Kamiyama[1] and Masato Ohnuma[1]
[1] Graduate School of Engineering, Hokkaido University

# $^{99}Mo/^{99m}Tc$ ジェネレータ用アルミナ吸着剤の開発
# （1）焼結条件によるアルミナの表面特性及び結晶構造への影響

Development of Alumina Adsorbents for $^{99}Mo/^{99m}Tc$ Generator

(1) Effect on Surface Properties and Crystal Structure of Alumina by Sintering Conditions

*北河 友也[1]，黒崎 文雄[1]，米山 宜志[1]，松倉 実[1]，三村 均[1]
鈴木 善貴[2]，滑川 要二[2]，土谷 邦彦[2]
[1]ユニオン昭和，[2]原子力機構

$^{99}Mo/^{99m}Tc$ ジェネレータに使用されるアルミナ($Al_2O_3$)の物性と $^{99}Mo$ 吸着・$^{99m}Tc$ 溶離特性との相関を調べるため、３種類の出発原料を用いて、焼結温度に対する $Al_2O_3$ の BET 比表面積及び結晶構造への影響を明らかにした。

**キーワード：**$^{99}Mo/^{99m}Tc$ ジェネレータ，アルミナ，比表面積，結晶構造

## 1. 緒言

診断用医薬品テクネチウム-99m（$^{99m}Tc$）の原料であるモリブデン-99（$^{99}Mo$）を放射化法（(n, γ）法）により製造するための技術開発を行っている。この方法は、核分裂法（(n, f)法）による $^{99}Mo$ 製造に比べ、得られる $^{99m}Tc$ 溶液の放射能濃度が低いことから、$^{99}Mo/^{99m}Tc$ ジェネレータに使用されるアルミナ($Al_2O_3$)のモリブデン吸着・$^{99m}Tc$ 溶離性能を向上することが必要不可欠である。本研究では、吸着剤である $Al_2O_3$ の物性と $^{99}Mo/^{99m}Tc$ の吸着・溶離特性との相関を調べるため、ギブサイト、擬ベーマイト及びバイヤライトを出発原料として、加熱処理の異なった $Al_2O_3$ を試作し、焼結温度に対する $Al_2O_3$ の比表面積及び結晶構造への影響を調べた。

## 2. 実験

出発原料として、ユニオン昭和製のギブサイト、擬ベーマイト及びバイヤライトの３種類を準備し、$Al_2O_3$ を試作した。各々の出発原料にアルミナゾルと水を添加し、押出成型した。次に、成型体を 200～300℃で１時間乾燥後、粉砕し、目開き 150～300 μm の篩により分級した。その後、300～1000℃(100℃毎)で１時間・大気中にて加熱処理し、異なった加熱処理条件の $Al_2O_3$ について、BET 比表面積測定及び XRD 測定を行った。

## 3. 結果

各々の出発原料を用いて試作した $Al_2O_3$ について、焼結温度に対する $Al_2O_3$ の BET 比表面積の関係を図１に示す。この結果、比表面積は、ギブサイト及び擬ベーマイトでは 300℃、バイヤライトでは 400℃で最大であり、それ以上の焼結温度において上昇とともに比表面積は低下することを確認した。また、300～600℃の焼結温度では、出発原料により比表面積の差異が観測されたが、600℃以上では比表面積の減少はほぼ同じ傾向であることが分った。次に、各々の出発原料で試作した $Al_2O_3$ の XRD パターンについて、焼結温度に対する $Al_2O_3$ の結晶相の関係を図２に示す。この結果、焼結温度が同じでも $Al_2O_3$ の結晶相は出発原料に大きく影響することを明らかにした。

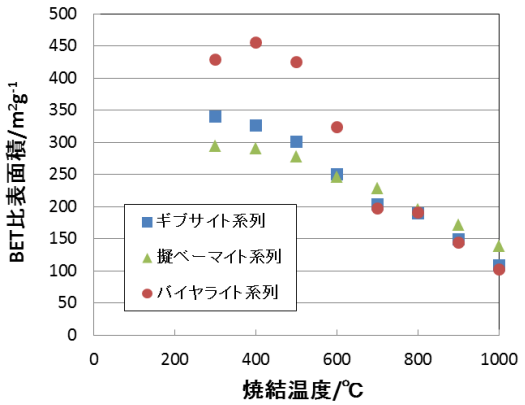



図１　焼結温度に対する $Al_2O_3$ の BET 比表面積の関係

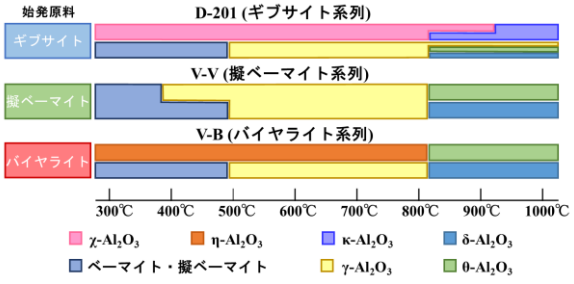



図２　焼結温度に対する $Al_2O_3$ の結晶相の関係

これらの $Al_2O_3$ 試料を用いた Mo 吸着・溶離特性については、次の発表で報告する。

*Tomoya Kitagawa[1], Fumio Kurosaki[1], Takashi Yoneyama[1], Minoru Matsukura[1], Hitoshi Mimura[1], Yoshitaka Suzuki[2], Yoji Namekawa[2] and Kunihiko Tsuchiya[2]
[1]UNION SHOWA, [2]JAEA

# $^{99}$Mo/$^{99m}$Tc ジェネレータ用アルミナ吸着剤の開発
# (2) 異なる表面特性を持つアルミナのモリブデン吸着への影響

Development of Alumina Adsorbents for $^{99}$Mo/$^{99m}$Tc Generator

(2) Effect on Molybdenum Adsorption of Alumina with Different Surface Properties

*鈴木 善貴[1]，滑川 要二[1]，北河 友也[2]，松倉 実[2]，黒崎 文雄[2]
西方 香緒里[1]，松井 義典[1]，三村 均[2]、土谷 邦彦[1]
[1]原子力機構，[2]ユニオン昭和

$^{99}$Mo/$^{99m}$Tc ジェネレータ用 Mo 吸着剤として使用されているアルミナ($Al_2O_3$)の $^{99}$Mo 吸着/$^{99m}$Tc 溶離特性の向上のため、結晶構造及び比表面積に対する Mo 吸着量への影響を明らかにし、現行の医療用 $Al_2O_3$ と比較して 4 倍以上の Mo 吸着量を有する $Al_2O_3$ の製作に見通しを得た。

**キーワード：** $^{99}$Mo/$^{99m}$Tc ジェネレータ，アルミナ吸着剤，Mo 吸着，Mo 溶離

## 1. 緒言

診断用医薬品テクネチウム-99m($^{99m}$Tc)の原料であるモリブデン-99($^{99}$Mo)を放射化法((n,γ)法)により製造するための技術開発を行っている。この方法は、核分裂法((n,f)法)による $^{99}$Mo 製造に比べ、得られる $^{99m}$Tc 溶液の放射能濃度が低いことから、$^{99}$Mo/$^{99m}$Tc ジェネレータに使用されるアルミナ($Al_2O_3$)のモリブデン吸着・$^{99m}$Tc 溶離性能を向上することが必要不可欠である。本研究では、$Al_2O_3$ の結晶構造や比表面積を制御するため、始発原料及び焼結温度を変更し、表面特性の異なる $Al_2O_3$ 試料について、Mo 吸着・溶離特性への影響を調べた。

## 2. 実験

3 種類の始発原料を用いて、焼結温度 300~1000℃で焼成した $Al_2O_3$ の Mo 吸着試験を行った。まず、モリブデン酸ナトリウム溶液(濃度:10mg-Mo/mL)を pH4 に調整し、各 $Al_2O_3$ に溶液を添加、3 時間静置(温度:室温、60℃、90℃)させた。静置前後の溶液について、ICP-MS を用いて Mo 濃度を測定し、$Al_2O_3$ の Mo 吸着量を算出した。次に、Mo 溶離試験として、Mo を吸着させた $Al_2O_3$ をカラムに充填し、生理食塩水を 5mL 通水させ、その生理食塩水中の Mo 濃度を測定した。

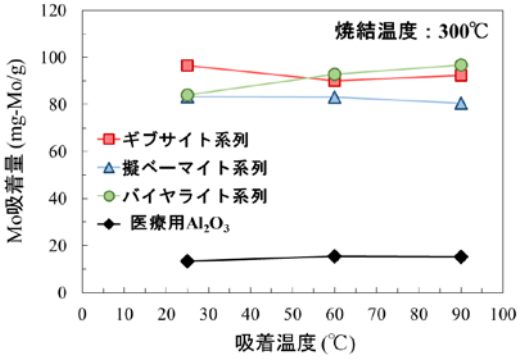



**図 1　吸着温度に対する $Al_2O_3$ への Mo 吸着量の関係**

## 3. 結果・考察

異なった原料粉末を用いて試作した $Al_2O_3$ について、吸着温度に対する Mo 吸着量の依存性を図 1 に示す。この結果、各 $Al_2O_3$ の Mo 吸着量は吸着温度に関わらずほぼ一定であること、焼結温度が低く大きな比表面積を有する $Al_2O_3$ では現行の医療用 $Al_2O_3$ に比べ、約 4 倍の Mo 吸着量を示すこと等が分かった。次に、原料粉末の焼結温度に対する Mo 吸着量の関係を図 2 に示す。なお、原料粉末の焼結温度は、$Al_2O_3$ の比表面積及び結晶構造に影響している。この結果、全ての $Al_2O_3$ について、比表面積の増加とともに Mo 吸着量は増加していることが確認された。一方、各 $Al_2O_3$ の単位面積当たりの Mo 吸着量で評価すると、κ-$Al_2O_3$ を含む $Al_2O_3$ が高いことが分かった。このことから、κ-$Al_2O_3$ の結晶構造を持つ $Al_2O_3$ の比表面積を増加することにより、より Mo 吸着量を増加できる可能性があると考えられる。

本発表では、Mo を吸着した $Al_2O_3$ からの Mo 溶離特性についても報告する。

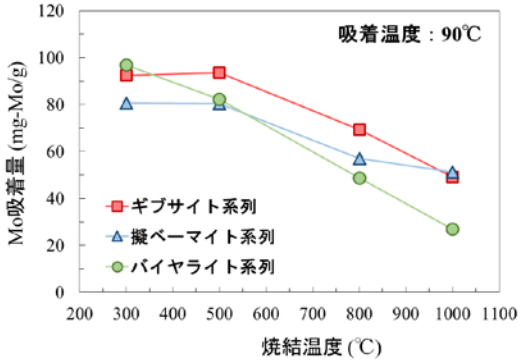



**図 2　焼結温度に対する $Al_2O_3$ の Mo 吸着量の関係**

*Yoshitaka Suzuki[1], Yoji Namekawa[1], Tomoya Kitagawa[2], Minoru Matsukura[2], Fumio Kurosaki[2], Kaori Nishikata[1], Yoshinori Matsui[2], Hitoshi Mimura[2] and Kunihiko Tsuchiya[1]
[1] JAEA, [2] UNION SHOWA

# 電子線形加速器製造(γ, n)$^{99}$Mo-$^{99m}$Tc ジェネレータシステム

$^{99m}$Tc generator system based on (γ, n)$^{99}$Mo produced by an electron linear accelerator

*鈴木 祐未[1]、津口 明[1]、皆川 由貴[1]、スパツィアーニ ファビオ[1]、蓼沼 克嘉[1]、
関本 俊[2]、大槻 勤[2]
[1]化研、[2]京都大学原子炉実験所

原子炉あるいは加速器で製造する低比放射能 $^{99}$Mo を原料として、高純度 $^{99m}$Tc を 1 バッチあたり少量(μCi～Ci レベル）および大量（～100 Ci レベル）製造可能な実用的 $^{99m}$Tc ジェネレータシステムを発表する。少量タイプは病院内設置小型ジェネレータとして、大量タイプは $^{99m}$Tc 製造工場で使用可能である。

**キーワード**：電子線形加速器、モリブデン 100、モリブデン 99、テクネチウム 99m、低比放射能、テクネチウムジェネレータ、国内製造、(γ, n）反応

## 1　はじめに

濃縮ウラン（HEU, LEU）を原料としない $^{99}$Mo の製造法として、$MoO_3$（または金属 Mo）を電子線形加速器で電子線照射による $^{100}$Mo（γ, n）反応を利用する方法、または原子炉で中性子照射し $^{98}$Mo（n, γ）反応を利用する方法が検討されている。本研究では、加速器を用いて製造した $^{99}$Mo を使用して、高純度 $^{99m}$Tc を回収することのできるジェネレータシステムの開発検討を行った。

## 2　電子線形加速器を用いた $^{99}$Mo の製造

加速器から発生した電子ビームを、白金板に照射することにより生成する制動放射線を Mo に照射する。このとき、Mo の同位体である $^{100}$Mo が $^{100}$Mo（γ, n）$^{99}$Mo 反応により、$^{99}$Mo となる。

## 3　$^{99}$Mo-$^{99m}$Tc ジェネレータシステム

本試験で使用した $^{99}$Mo は、電子線形加速器により製造した。電子線形加速器は、京都大学原子炉実験所の電子線形加速器（KURRI-LINAC）を使用した。制動放射線を照射するターゲットは天然 $MoO_3$ 粉末（純度>3N）を用い、φ10 mm となるように SPS（放電プラズマ焼結）法を用いてペレット状に加工した（Mo 中の $^{100}$Mo の天然存在比は 9.63 %である)。ペレットを前後に二つ重ねた状態で、電子の加速エネルギーを 25、30、35 MeV の 3 条件とし、各条件 10 分間照射した。照射後、ペレットを溶液化し、照射直後の $^{99}$Mo の生成量を評価した結果、ペレット一つ当たり 1.55～3.94 MBq（表 1：各条件の上段は前置、下段は後置）であった。この溶液を用いて $^{99}$Mo-$^{99m}$Tc ジェネレータシステムにより、$^{99m}$Tc の抽出を行った。これまでに弊社は原子炉照射製造 $^{99}$Mo による TcMM 法[1]（$^{99m}$Tc マスターミルカー：製造能力 1 バッチ最大 500 Ci）を報告しているが、今回はこの方法を改良し、ホットセルや病院内での簡便性と安全性を考慮して非加熱型の $^{99m}$Tc 抽出法を開発し、汎用的高純度 $^{99m}$Tc 抽出システムとして実現できた。この改良型システムは、原子炉で中性子照射し製造した $^{99}$Mo にも適用可能である。

表1　$^{99}$Mo生成量

| エネルギー (MeV) | $^{99}$Mo生成量 (MBq) | $^{99}$Mo生成量 (MBq/g-$^{100}$Mo) |
|---|---|---|
| 25 | 1.96 | 17.8 |
| | 1.55 | 14.3 |
| 30 | 3.18 | 30.2 |
| | 2.42 | 23.6 |
| 35 | 3.94 | 36.2 |
| | 2.81 | 27.8 |

## 参考文献

[1] Tatenuma, et.al. “A Mass-Production Process of Highly Pure Medical Use $^{99m}$Tc from Natural Isotopic Mo(n, γ)$^{99}$Mo without Using Uranium” RADIOISOTOPES, vol.63, No.11, pp501-513(2014)

*Yumi Suzuki[1], Akira Tsuguchi[1], Yuki Minagawa[1], Fabio Spaziani[1], Katsuyoshi Tatenuma[1], Shun Sekimoto[2] and Tsutomu Ohtsuki[2]
[1]KAKEN, [2]Kyoto University Research Reactor Institute

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Thu. Sep 8, 2016 9:35 AM - 10:55 AM JST | Thu. Sep 8, 2016 12:35 AM - 1:55 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [2O01-05] monitoring at nuclear power plants, neutrino

Chair: Yosuke Iwamoto (JAEA)

9:35 AM - 9:50 AM JST | 12:35 AM - 12:50 AM UTC

### [2O01] Continuous monitoring of airborne radioactivity in Unit 1 Fukushima daiichi Nuclear Power Station

*Yutaka Suzuki[1] (1.TEPCO Holdings,Inc. Fukuichi Decontamination and Decommissioning Engineering Company Fukuichi Radiation Protection Department)

9:50 AM - 10:05 AM JST | 12:50 AM - 1:05 AM UTC

### [2O02] Rapid detection method of radioactive particles in the atmosphere

A concept and feasibility study

*Tatsuyuki Maekawa[1], Yuji Oshima[1], Tsukasa Teramura[1], Kimitoshi Tsuruoka[1], Eiichi Fujiwara[1], Ryo Ichikawa[1] (1.Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Co.,Ltd.)

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

### [2O03] Characteristic evaluation of the optical fiber type radiation monitor

*Takahiro Tadokoro[1], Shuichi Hatakeyama[1], Katsunori Ueno[1], Yuichiro Ueno[1], Shohei Wada[2], Hiroshi Fukushima[2], Mikio Koyama[2] (1.Hitachi,Ltd., Research & Development Group, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

### [2O04] Calculation of Low-energy Electron Antineutrino Spectra Emitted from Nuclear Reactors with Consideration of Fuel Burn-up

*Eka Sapta Riyana[1], Shoya Suda[1], Kenji Ishibashi[1], Hideaki Matsuuraa[1], Jun-ichi Katakura[2] (1.Dept. Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu University, Japan, 2.Dept. Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology, Japan)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

### [2O05] Reactor Neutrino Irradiation Effects on the Electrochemical Device Using Biological Product

*Shoya SUDA[1], Kenji ISHIBASHI[1], Eka Sapta RIYANA[1], Nobuhiro SHIGYO[1], Gwan Min SUN[2], Bo-Young HAN[2] (1.Department of Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu Univ., 2.Korea Atomic Energy Research Institute)

10:50 AM - 10:55 AM JST | 1:50 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 1号機建屋内滞留水移送に伴う空気中放射性物質濃度の監視について

Continuous monitoring of airborne radioactivity in Unit 1 Fukushima daiichi Nuclear Power Station

*鈴木 由崇[1]，松澤 俊春[1]，藤澤 実[1]，向田 直樹[1]，高平 史郎[1]，山中 和夫[1]，牧平 淳智[1]
東京電力ホールディングス株式会社[1]

福島第一原子力発電所の廃炉作業に際して，汚染水対策の一貫で滞留水処理を進めることとしている。滞留水処理が進み，建屋床面等が乾燥すると作業環境が悪化する懸念があるため，事故後，水没し現在では乾燥が進みつつある環境下で空気中放射性物質濃度の実測定を行っており，ここでは測定結果について報告する。

キーワード：滞留水処理，乾燥，空気中放射性物質濃度

## 1. はじめに

滞留水処理が進むと，水没していた機器や建屋床面等の露出・乾燥により放射性物質が飛散することで，作業環境が悪化することが懸念される。このため，事故後に水没したが現状では乾燥しつつある環境の空気中放射性物質濃度を連続測定し，作業環境に対する影響を継続的に確認している。

## 2. 測定方法

(1) 測定場所

事故後，滞留水によって一時的に水没していた1号タービン建屋地下1階を測定場所に選定した。なお，当該エリアは，完全な乾燥状態ではなく一部床面が湿潤状態で残っているが，表面汚染密度が比較的高く，将来的に乾燥が進んだ際，空気中放射性物質濃度の上昇が懸念される場所である。

(2) 測定機器

空気中放射性物質濃度の連続測定には，比較的，線量率が高い環境下でも測定可能なキャンベラ製の連続ダストモニタを利用した（図1参照）。

## 3. 測定結果及び考察

1号機タービン建屋における空気中放射性物質濃度の測定結果を図2に示す。空気中放射性物質濃度は，$1\times10^{-7}$～$1\times10^{-5}$[Bq/cm$^3$]の変動幅で安定して推移しており，乾燥が進む冬季においても上昇傾向は確認されていない。一部，作業に伴う一時的な濃度上昇を確認したが，いずれも全面マスク着用の使用上限（社内基準値：$2\times10^{-2}$[Bq/cm$^3$]）を超えず，速やかに通常の変動幅に戻る傾向を示している。

以上より，事故後一時的に水没したエリア（表面汚染密度が高い環境）の乾燥が進んでも，空気中放射性物質濃度は安定しており，作業環境（全面マスク作業）を維持できることが確認できた。なお，引き続き測定を継続し，知見拡充を図っていく予定。



図1 ダストモニタ

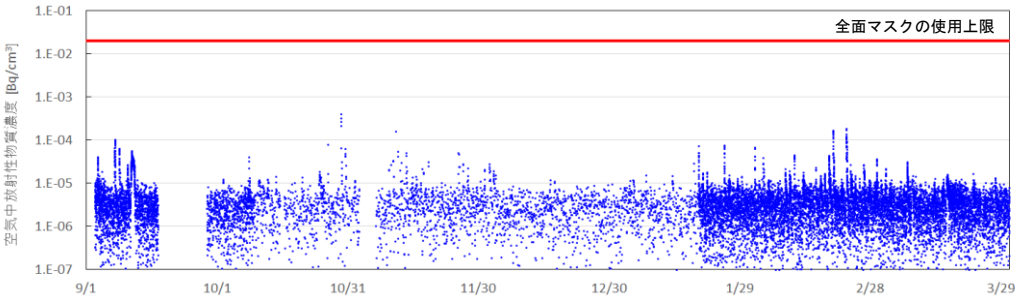



図2 測定結果（空気中放射性物質濃度の推移グラフ）

*Yutaka Suzuki[1], Toshiharu Matsuzawa[1], Minoru Fujisawa[1], Naoki Mukaida[1], Shiro Takahira[1], Kazuo Yamanaka[1], Atsutoshi Makihira[1]
[1]Tokyo Electric Power Holdings Co., Ltd.

# 空気中を浮遊する放射性物質の早期検知手法に関する検討

## ～概念提案と成立性検討～

Rapid detection method of radioactive particles in the atmosphere

ーA concept and feasibility studyー

*前川　立行[1]，大島　雄志[1]、寺村　司[1]、鶴岡 公敏[1]、藤原　栄一[1]、市川　亮[1]

[1]東芝電力放射線テクノサービス（TRS）

天空を監視対象とするγ線スペクトロメータを用いた空気中放射能濃度増大事象の早期検知手法を検討した。今般の原子力防災において「早期検知」は種々判断のための重要な要素であるが、従来モニタだけでは必ずしも十分な対応ができない。今回我々は、古典的な測定手段でありながら早期検知ができる測定概念を提案し、その成立性について示す。

キーワード：空気中放射能濃度、早期検知、監視、γ線、スペクトロメータ

### 1. 緒言

原子力事故を経験した今、原子力防災における緊急時避難行動の一助として、空間γ線線量率と併せて空気中放射能濃度に関する迅速な情報提供が望まれている。従来から用いられている空間γ線モニタは、空気中並びに地表面両方からのγ線を測定するために、空気中放射能濃度の変化に対する感度が相対的に低くなる事、ダスト放射線モニタは空気中放射能濃度の高感度・定量測定が可能ではあるが、一定量以上の大気吸引やRn-Tn影響除外のために相応の時間を必要とする事などから、空気中放射能濃度増大事象の「早期検知」という目的には必ずしも適したものではなかった。

本研究では、これら従来モニタとの併用を前提として、監視対象を天空側に限定したγ線スペクトロメータによる測定・監視概念を提案すると共に、その基本的成立性を机上評価した結果について述べる。

### 2. 測定概念

天空側2π方向だけに検出指向性を持たせた遮蔽体付γ線スペクトロメータを用い、測定時間の異なる複数個のエネルギースペクトルデータを一定時間間隔で取得する。今回は代表的なFPであるCs-137/134に着目し、複数の観測スペクトルからのピーク検出結果を元に、着目対象空間の放射能濃度に関する状態推定を行い、情報提供等を行う。

### 3. 成立性評価の条件

今回、検出器としては古典的な2”φ×2”NaI(Tl)検出器の採用を仮定し、以下の条件で成立性検討を行った。

ー線源として、検出体系を取り囲み、地表面を底面とする立方体の空間にCs-137が一様に分布する状態を想定

ー空間の高さ方向としては、地表面から大気接地層上限の100mまでを考慮。広範囲に分布する例として底面200m四方のケース(V1)、過渡的に局在する例として底面20m四方のケース（V2）の２通りを設定

ー上記空間で発生したγ線が検出器でピークとして検出される確率（ピーク検出確率）をモンテカルロ法で計算

ー予め算定したバックグラウンド（BG）計数率を前提とし、測定時間に応じたピーク検出限界計数値を評価

ーピーク検出限界計数値、ピーク検出確率から、検出限界放射能濃度を評価

### 4. 評価・検討結果

計算評価した結果を図１に示す。監視対象として、一般区域と周辺監視区域との境界を規定する空気中放射能濃度許容レベル 30Bq/m$^3$ が広範囲に分布する状態を想定した場合（V1）、10分程度で検知可能と評価した。また、管理区域との境界における濃度許容レベル300Bq/m$^3$に相当する高濃度成分が過渡的に飛来して局在する状態を想定した場合（V2）、およそ１分程度で検知可能と評価した。

今後、地表面にフォールアウトした成分によるBG計数率の実態把握、気象条件も含めた線源モデルの妥当性評価、状態推定法の整備等を進め、新たな監視手法としての確立を進める。

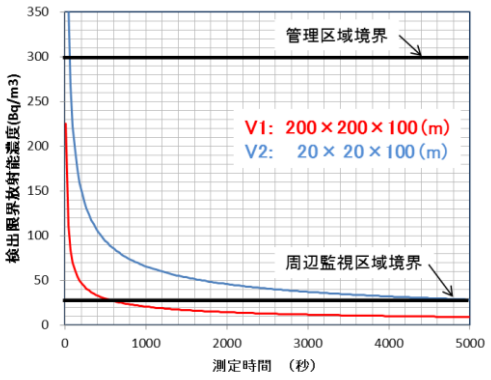



図１　測定時間と検出限界射能濃度

### 参考文献

[1] ゲルマニウム半導体検出器を用いたin-situ測定法、文部科学省放射能測定法シリーズNo.33 (2008)

[2] 阪井、寺田、片桐、可搬型Ge(Li)検出器を用いた環境γ線のin-Situ測定、JAERI-M-6498 (1976)

*Tatsuyuki Maekawa[1], Yuji Oshima[1], Tsukasa Teramura[1], Kimitoshi Tsuruoka[1], Eiichi Fujiwara[1] and Ryo Ichikawa[1]

[1]Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Co., Ltd.

# 光ファイバ型放射線モニタの特性評価

Characteristic evaluation of the optical fiber type radiation monitor

*田所 孝広[1]，畠山 修一[1]，上野 克宜[1]，上野 雄一郎[1]
和田 將平[2]，福島 浩[2]，小山 三輝雄[2]
[1]日立製作所 研究開発グループ，[2]日立GEニュークリア・エナジー

過酷事故環境下で、原子炉建屋及び格納容器内の線量率を測定可能な光ファイバ型放射線モニタの開発を進めている。円柱形の検出素子の直径と長さを等しくすること、及び、70mm厚さの$Al_2O_3$製ハウジングを用いることで、照射方向及びエネルギ特性が目標仕様を満たす見込みを得た。

**キーワード**：原子力プラント，光ファイバ，放射線モニタ，エネルギ特性，長波長発光素子

## 1. 緒言

光ファイバ型放射線モニタは、検出部に電源が不要、電気ノイズに強いといった特徴を持ち、従来の電離箱と異なる測定原理を持つ。2015年春の年会において、線量率線形性等の基礎性能試験結果を報告した[1]。今回、照射方向及びエネルギ特性について評価したので、その結果を報告する。

## 2. 照射方向及びエネルギ特性評価結果

### 2-1. 照射方向特性

円柱形の検出素子(Nd:YAG，2mmφ×2mmt)において、検出器の厚さ方向に対して平行及び垂直方向からガンマ線を照射した時の計数率の測定結果を図1に示す。照射方向を90°変えても計数率が目標仕様である±20%以内であることを確認した。

### 2-2. エネルギ特性

$Al_2O_3$製ハウジングの厚さを変えた時の各ガンマ線エネルギにおける検出素子への付与エネルギの計算結果をもとに、計数率を評価した。結果を図2に示す。$Al_2O_3$ハウジング厚を70mmにすることで、80～1250keVのエネルギのガンマ線に対する計数率が、目標仕様である－25～＋40%以内となることがわかった。

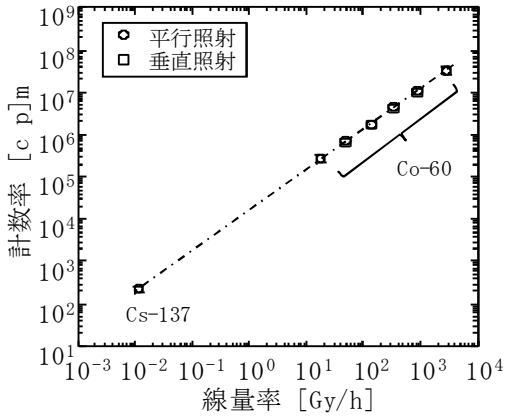



図1　照射方向特性試験結果

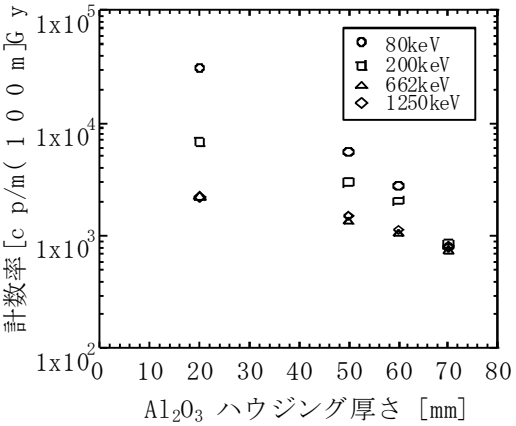



図2　エネルギ特性評価結果

## 3. 結論

円柱状の検出素子(Nd:YAG，2mmφ×2mmt)を用い、その周囲を厚さ70mmの$Al_2O_3$製ハウジングで覆うことで、照射方向及びエネルギ特性が目標仕様を満たす見込みを得た。今後、複数の検出素子及びハウジング材を用いた検討を進める。

### 参考文献

[1] 田所他，日本原子力学会2015年春の年会予稿 I17

*Takahiro Tadokoro[1], Shuichi Hatakeyama[1], Katsunori Ueno[1], Yuichiro Ueno[1], Shohei Wada[2], Hiroshi Fukushima[2], Mikio Koyama[2]
[1]Hitachi,Ltd., Research & Development Group., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

# Calculation of Low-Energy Electron Antineutrino Spectra Emitted from Nuclear Reactors with Consideration of Fuel Burn-up

*Eka Sapta Riyana[1], Shoya Suda, Kenji Ishibashi[1], Hideaki Matsuuraa, Jun-ichi Katakura[2],

[1]Dept. Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu University, Japan,
[2]Dept. Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology, Japan,

We are interested in neutrinos emitted from reactor in a region of keV, since they may have information on fuel burn-up and may be detected in future with advanced measurement technology. In this work we present neutrino spectra from various reactors such as typical PWR reactor and others types of reactors for comparison in the low energy region. Our result shows the electron antineutrino flux in the low energy region increases with burn-up of nuclear fuel by accumulated nuclides with low Q values in beta decay.

**Keywords:** PWR type reactor, Low energy electron antineutrino spectra

## 1. Introduction

Low-energy electron antineutrino flux in a keV region is expected to largely depend on fuel burn-up. The dependence maybe different from that of prompt antineutrino flux by fission fragments. The characteristics, however, have not been clarified so far. Therefore, we attempt to compute emission of low energy electron antineutrinos taking fuel burn-up into consideration.

## 2. Reactor Electron Antineutrino Spectra

### 2-1. Pressurized Water Reactor (PWR)

We calculate electron antineutrino spectra from typical 4-loop Pressurized Water Reactor (PWR). The PWR input is assumed to take three fuel compositions of 2.0, 3.5 and 4.1 wt% 235U contents. We divide the reactor operation period into 12-month steps; each step has one-month duration in a steady thermal power (3.4 GWth).

### 2-2. Other Reactors for Comparison

We also compute spectra from several type reactors such as heavy water reflected research reactor HANARO [1], advanced thermal reactor FUGEN [2] and the High Flux Isotope Reactor (HFIR) [3].

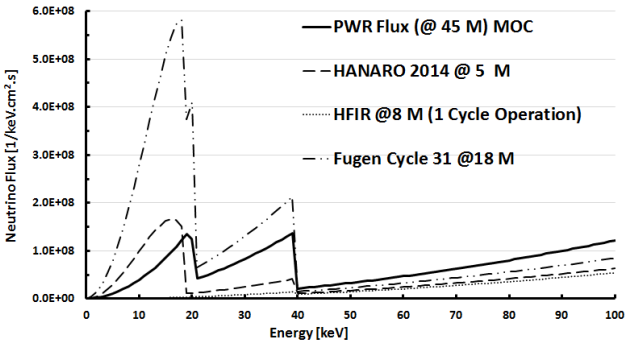



**Figure 1. The thermal power calculated electron antineutrino spectra as a flux fo PWR, HANARO, FUGEN and HFIR**

## 3. Conclusion

We confirm that the electron antineutrino spectra in the low energy region are directly influenced by transuranium beta emitter nuclides with low Q value in beta decay (e.g. $^{241}$Pu) which are determined by burp-up level. The calculated electron antineutrino spectra for various reactors are shown in Figure 1 as electron antineutrino flux.

**References**

[1] Kook D, Cho D, Choi H, and Kim Y. Radiation Safety Evaluation of the HANARO Research Reactor. J.Nucl.Technology & Rad. Prot. 2011; 26.1:50-57. [2] Ohtani T, Iijima T and Shiratori Y. Analysis of Mixed Oxide Fuel Loaded Cores in the Heavy Water Reactor FUGEN. J. Nucl. Science and Tech. 2003 Nov; 40.11:959–969. [3] Xoubi N, Primm III R. T. Modeling Of The High Flux Isotope Reactor Cycle 400. USA: Oak Ridge National Laboratory; 2005 August, Report no. ORNL/TM-2004/251.

# Reactor Neutrino Irradiation Effects on the Electrochemical Device Using Biological Product

*Shoya SUDA[1], Kenji ISHIBASHI[1], Eka Sapta RIYANA[1], Nobuhiro SHIGYO[1],
Gwan Min SUN[2], Bo-Young HAN[2]
[1] Department of Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu Univ.,
[2]Korea Atomic Energy Research Institute

We have carried out experiment of low-energy neutrino detection both under irradiation of nuclear reactor neutrinos and under natural environmental situation [1]. To make clear the signal generation near the nuclear reactor, we presented electrochemical reaction mechanism formulation as well as another experimental data.

**Keywords:** neutrino, weak interaction, weak charge, weak dipole moment, electrochemistry

## 1. Introduction

Interaction cross-sections of neutrinos are generally quite small (e.g. $\sigma_{\nu e \to \nu e} \sim 10^{-44}$ cm$^2$ ($E$/MeV)), so that an established standard model is inapplicable to explaining the output current increase near the nuclear reactor. To understand the experimental data, we propose that a neutrino is composed of two types of internal constituent particles ($\nu_c$, $\nu_d$). Some kinds of biological products may generate AV-type neutral scalar field $B^0$. It may influence the binding energy of the constituent particles of neutrino, and augment the interaction cross-section.

## 2. Detection principle of electrochemical device

The detection mechanism is based on electrochemical process with assistance of weak interaction . In the detector, a gold (anode) and a carbon (cathode) electrode were set in purified water, and biological product was placed around the anode. When a low-energy neutrino enters into this region, it breaks into two constituent particles while dissociating water molecule into positive and negative ions. Generated ions diffuse to individual electrodes, and they cause oxidation and reduction reactions at individual electrodes. Finally, the reaction leads to the output current between the electrodes as

$$I(t) \approx P\left[C_{\mathrm{H}^+\nu_c}(t)\right]^{n_{\mathrm{H}}}\left[C_{\mathrm{O}_2}(t)\right]^{n_{\mathrm{O}}} \exp\left(-\frac{\Delta G + 4\alpha E(t)}{k_{\mathrm{B}}T}\right),$$

where $\Delta G$ is the activation energy, and can be determined by Arrhenius plot. The time evolution of experimental data was mostly reproduced in the simulation.

We attempted to carry out another experiment near a light-water reactor. The experimental current was appreciably larger that in environmental situation. The formulation by Eq.(1) was also applicable to the analysis.

## 3. Conclusion

Weak-interaction assisted electrochemical process was applicable to the experimental data under irradiation of reactor neutrinos.

### References

[1] Liu Wei et al.: "Possible Detection of Natural Neutrinos by Use of Small Apparatus", J. Nucl. Sci. Technol., Suppl. 4 (2004), 487-490.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Thu. Sep 8, 2016 10:55 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [2O06-09] dose measurement, energy harvesting

Chair: Shuichi Tsuda (JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

### [2O06] Underwater Measurement of Surface Dose of Co-60 Source by Using Cherenkov Radiation.

*Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Yushi Toyokura[1], Ken-ichi Okamoto[1] (1.Osaka Prefecture University)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

### [2O07] Underwater Measurement in Intensive Radiation Field Using Laser Range Finder

*Yushi Toyokura[1], Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Ken-ichi Okamoto[1] (1.Radiation Research Center, Osaka Prefecture University)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

### [2O08] Energy deposition evaluation for Ultra low energy electron beam irradiation system by using thin radiochromic film and simulated depth dose distribution.

*Shinjiro Matsui[1], Takeaki Hattori[2], Yuki Watanabe[2], Ippei Morita[2], Kazuya Inazuru[2], Masayoshi Ishikawa[2], Yoshitaka Mori[1] (1.The Graduate School for the Creation of New Photonics Industries., 2.Hamamatsu Photonics K.K.)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

### [2O09] Energy harvesting from ionizing radiation using semiconducting material

*Osamu Kawasaki[1], Tetsuya Nakamura[1] (1.JAXA)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# チェレンコフ光測定による大線量線源の表面線量率分布の測定

Underwater Measurement of Surface Dose of Co-60 Source by Using Cherenkov Radiation.

*谷口良一、伊藤憲男、宮丸広幸、小嶋崇夫、豊蔵悠史、岡本賢一
大阪府立大学放射線研究センター

大照射プール中で大線量コバルト線源表面周辺に発生するチェレンコフ光画像の測定を行った。大容量の Co-60 線源の封入密度は一様ではなく、いくつかの濃淡を持った分布となっている場合が多い。本研究では、線源表面のチェレンコフ光の分布を測定し、線源の内部分布の推定をおこなった。

**キーワード：**大線量、水中実験、表面線量

**[緒言]** 大阪府立大学では、文科省の原子力人材育成事業として「大規模放射線施設を利用した人材育成事業」を平成 26 年度から開始した。研修の主な項目の１つに水中チェレンコフ画像の撮像があげられる。チェレンコフ画像を利用すれば、線源強度、線量分布等が遠隔で一挙に測定が可能となる。この技術は、様々な研究に応用可能である。本研究では、画像を用いて線源の表面線量を評価し、線源の内部分布の測定を行ったので報告したい。

**[水中実験]** 図１のような測定体系で実験を行った。高感度カメラ、レーザー距離計、放射線検出器等を防水ケースに収め、図のような２次元の移動ステージに載せ、水深 4.7m のコバルト 60 照射プールの底に沈め、水中でコバルト 60 線源の観測を行った。図２に得られたチェレンコフ画像の１例を示す。線源は棒状の４本を縦に束ねたもので、１本が正面部分に置かれている。図のように、線源表面のチェレンコフ光には３～本の横向きの縞状分布が見られる。これは、線源の内部分布に対応したものと考えられる。

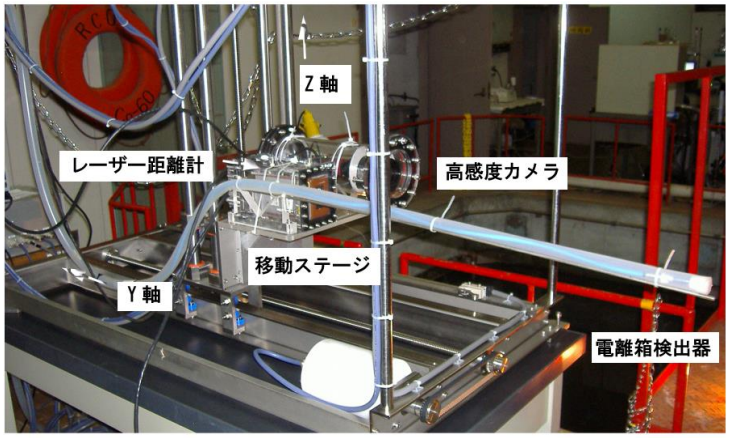



図１　２次元の移動ステージに載せた水中カメラ
**レーザー距離計、放射線検出器の外観**



図２　水中チェレンコフ画像

**参考文献**

1)「超高感度カメラを用いた水中チェレンコフ光の観測」谷口良一、矢羽多秀高、伊藤憲男、宮丸広幸、小嶋崇夫、松浦寛人、古田雅一、原子力学会秋の大会（2015 年 3 月、日立）N45

* Ryoichi Taniguchi, Norio Ito, Hiroyuki Miyamaru, Takao Kojima, Yushi Toyokura and Ken-ichi Okamoto
Radiation Research Center, Osaka Prefecture University,

# 大線量水中放射線場での距離測定と線量測定

## Underwater Measurement in Intensive Radiation Field Using Laser Range Finder

*豊蔵悠史[1]，谷口良一[1]，伊藤憲男[1]，宮丸広幸[1]，小嶋崇夫[1]，岡本賢一[1]
[1]大阪府立大学放射線研究センター

水中大線量場での線量分布計測を目指して，水の遮蔽効果を利用してレーザー距離計を水中に適用し，CCD カメラと組み合わせることで，線源までの距離測定並びに３次元形状評価を行った．また，レーザー距離計の放射線影響を評価した結果，10Gy/h の高線量下でも高精度な距離測定が可能であることがわかった．

**キーワード：**大線量，水中実験，レーザー距離計

## １．緒言

大線量を取り扱う水中放射線場での作業では線量分布測定が重要である．しかし，従来の放射線計測方法では，計測範囲が狭く遠隔操作が困難であるため，非常に労力のかかる作業となる．また，大放射線量場における位置，長さ等の空間計測法は，耐放射線の観点から，メジャーなどの接触計測方法に限られている．そこで本研究では，水中放射線場における距離測定と線量分布測定を容易かつ高精度に行うことを目指して，水の放射線遮蔽効果を利用してレーザー距離計を水中放射線場に適用した．また，レーザー距離計による線源の形状を測定，並びに，レーザー距離計の放射線による影響の評価を行った．

## ２．実験方法

本実験は，大阪府立大学の所有するコバルト 60 照射プール (深さ 4.7m，最大許容量 3.7PBq) で行った．レーザー距離計や CCD カメラを防水ケース内に収容し，電離箱と共に直方体型の水中移動ステージ上に設置した．遠隔操作により機器を移動させながら，距離測定，画像取得，並びに，線量測定を行った．図１にその体系を示す．

## ３．結果及び考察

レーザー距離計を水中放射線場に導入することで，線源までの距離を高精度に測定でき，水中線量測定に応用できることがわかった．また，CCD カメラとレーザー距離計を組み合わせることで，観察像と奥行き方向の３次元的な線源形状を高精度に評価することができた．さらに 10Gy/h の高線量下でも通常の距離測定が可能であった．ただし，高線量領域では測定距離の誤差の増加が見られた．図２に示すように，測定値の標準偏差とレーザー距離計の位置での吸収線量は比例関係にあることが示されている．

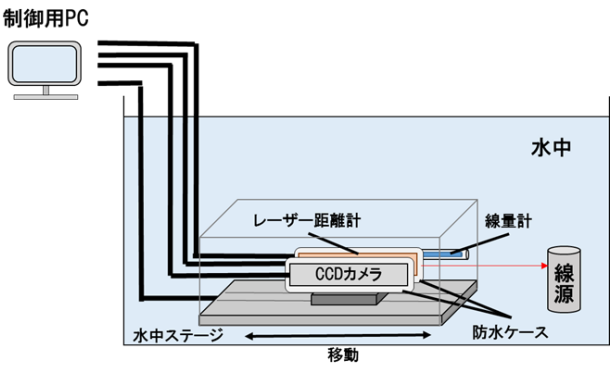



図１　水中実験体系

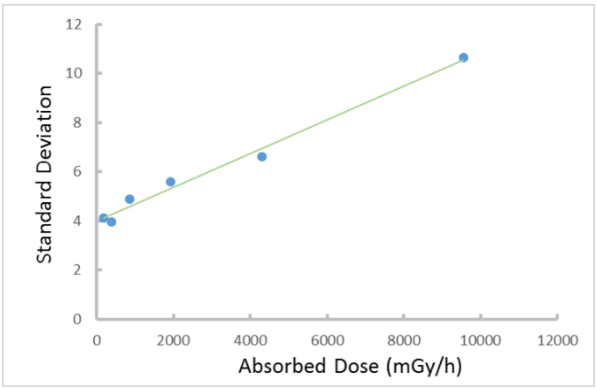



図２　放射線影響による誤差の増加

本研究の一部は，文部科学省の「大規模放射線施設を利用した人材育成」事業による．

---

*Yushi Toyokura[1], Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1] and Ken-ichi Okamoto[1]
[1]Radiation Research Center, Osaka Prefecture University

# 薄いラジオクロミックフィルムとモンテカルロシミュレーションによる深度線量分布を利用した超低エネルギー電子線照射におけるエネルギー付与量の評価

Energy deposition evaluation for Ultra low energy electron beam irradiation system by using thin radiochromic film and simulated depth dose distribution.

*松井信二郎[1]，渡邊祐貴[2]，森田一平[2]，近藤淳一[2]，服部剛明[2]，稲鶴和也[2]、石川昌義[2]，森芳孝[1]
[1]光産業創成大学院大学，[2]浜松ホトニクス株式会社

加速電圧 50-70 kV の超低エネルギー電子線照射によって、材料と厚さの異なる 3 種類のラジオクロミックフィルム線量計の吸収線量を測定し、線量計の測定値とモンテカルロシミュレーションで得た深度線量分布を用いて、応答関数の非線形性を補正した。結果、厚い線量計の実測値とシミュレーションで得られた深度分布から予測された薄い線量計の線量値は、薄い線量計の測定値と誤差 1σ の範囲内で一致した。シミュレーションの深度線量分布はフィルム線量計より薄い領域の線量を計算するために有効であることが分かった。

**キーワード**：線量測定、低エネルギー電子線、ラジオクロミックフィルム、モンテカルロシミュレーション

## 1. 緒言

超低エネルギー電子線の吸収線量測定ではフィルム線量計内部で勾配の大きい深度線量分布をもつ。このことは線量計応答から換算される吸収線量値に応答関数の非線形性が反映されないこと[1]や、線量計の厚さ全体で吸収線量が平均化されることで、線量計よりも薄い表面付近の線量を求めたい場合には線量が過小評価されてしまう問題を引き起こす。本研究では照射条件毎にモンテカルロシミュレーションによって求めた深度線量分布を適用することで上記課題の解決を試み、その適用性を評価した。

## 2. 実験

加速電圧 50, 60, 70 kV での電子線照射における吸収線量を材料、厚さの異なるラジオクロミックフィルム線量計（FWT-60-1SP: ナイロン 47 μm, FWT-60-810: ナイロン 11 μm, GEX B3: アラニン 18 μm）で測定した。深度線量分布はモンテカルロ電子輸送計算コード PENELOPE により計算された。PENELOPE が計算した深度線量分布の妥当性を検証するために 3 つの実験を行った。

① 厚さ 47 μm の線量計の応答値とその深度線量分布から材料が同じ厚さ 11 μm の線量計の吸収線量を計算した。47 μm 線量計による計算値は測定誤差 σ の範囲内で 11 μm 線量計の実測値と一致し、PENELOPE で計算された深度線量分布が再現されていることを確認した。（図 1）

② 11 μm 以下の深度分布の再現性を検証するため、3 種類の線量計で測定値と各条件における深度線量分布から表面 1 μm の水相当吸収線量 $D_\mu$[1] を計算した。各 $D_\mu$ 値は測定誤差 2σ の範囲内で一致した。（図 2）

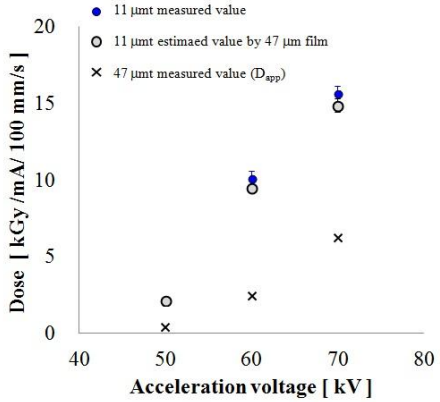



図 1　厚い線量計と深度分布から求めた薄いフィルムの線量値と実測値の比較

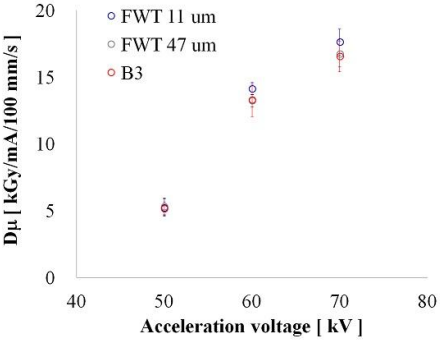



図 2　測定値と深度線量分布シミュレーション結果から計算された 3 種類の線量計の $D_\mu$ 値

## 3. 結論

PENELOPE は本研究の範囲内では 50 kV-70 kV 照射におけるラジオクロミックフィルム線量計の深度分布を再現している。フィルム線量計の測定値とシミュレーションの深度分布を併用することで、線量計の応答関数の非線形性を補正し、フィルム厚さより薄い領域の線量を見積もることが可能である。本研究で用いた手法は、産業用超低エネルギー電子線照射プロセスにおいて、高エネルギー電子線などで校正されたラジオクロミックフィルムの相対線量によるプロセス管理または設計を行う場合に有効である。

### 参考文献

[1] J. Helt-Hansen, A. Miller, P. Sharpe, B. Laurell, D. Weiss,G. Pageau, Dμ -a new concept in industrial low-energy electron dosimetry, Radiation Physics and Chemistry 79 (1) (2010)66-74.

*Shinjiro Matsui[1], Yuki Watanabe[2] , Ippei Morita[2] , Junichi Kondo[2] , Takeaki Hattori[2] , Inazuru Kazuya[2], Masayoshi Ishikawa[2] , and Yoshitaka Mori[1]
[1] The Graduate School for the Creation of New Photonics Industries., [2] Hamamatsu Photonics K.K.

# 半導体を用いた放射線からのエナジーハーベスティング

Energy harvesting from ionizing radiation using semiconducting material

*川﨑 治[1]，中村 徹哉[1]

[1]宇宙航空研究開発機構 研究開発部門 第一研究ユニット

半導体材料に放射線が入射するとバンドギャップに応じた電子正孔対が生成され外部に取り出すことが出来る。筆者らは宇宙空間の放射線環境を利用するエナジーハーベスティングの成立性について検討した。

**キーワード**：エナジーハーベスティング，宇宙機，太陽電池，太陽陽子線，捕捉電子線

## 1. 緒言

宇宙空間における主電力源である太陽光の照射されない日陰においても小回路群をワイヤレスにて動作させるための電力源として、宇宙放射線により種々の半導体内に生成される電子正孔対を利用することを照射試験及び放射線環境モデルにより検討した。

## 2. 照射試験

半導体材料として太陽電池を用い、宇宙用太陽電池としてメジャーな Si、Ge、GaAs に加え耐放射線性に優れる CIGS を照射試験の供試体として用意した。これら材料の諸特性を表 1 に示す。地球近傍の宇宙放射線環境は、太陽から飛来し一部は地球磁場に捕捉された電子線及び陽子線から構成される。陽子線照射は高崎量子応用研究所のイオン注入装置及びタンデム加速器、電子線照射は大阪府立大学の加速器及び高崎量子応用研究の加速器を用いた。試験は室温にて実施し、照射試験中に発生する太陽電池の短絡電流 Isc を発生電流として計測した。

表1　照射試験に用いた太陽電池の諸特性

| | Eg[eV] | 厚さ[μm] | 耐放射線性 |
|---|---|---|---|
| Si | 1.1 | 200 | △ |
| Ge | 0.66 | 200 | △ |
| GaAs | 1.42 | 470 | ○ |
| CIGS | 1.25 | 2 | ◎ |

ビーム電流 100nA/cm$^2$ 時の照射エネルギーに対する各材料の発生電流について、図 1 に電子線照射時の結果を示す。Si については照射エネルギーの増加に対応して生成する電子正孔対が増加し発生電流が増加する。しかしながら 250keV 以上のエネルギー領域では電子線が太陽電池を貫通するため発生電流が飽和する。1MeV 電子線照射時の Si と Ge の発生電流を比較すると Ge が約 1.7 倍の発生電流をもつ。これはキャリアの拡散長の差に対応するものと判断できる。一方、GaAs は発生電流が低い。GaAs はワイドバンドギャップ材料であるため高い起電圧が期待できるものの、拡散長が短いため十分な電流が取り出されていないと考えられる。CIGS は照射エネルギーの増加に従って発生電流が減少するが、これは CIGS の薄さにより高エネルギー側では容易に放射線が貫通して十分な電子正孔対が得られないものと判断できる。

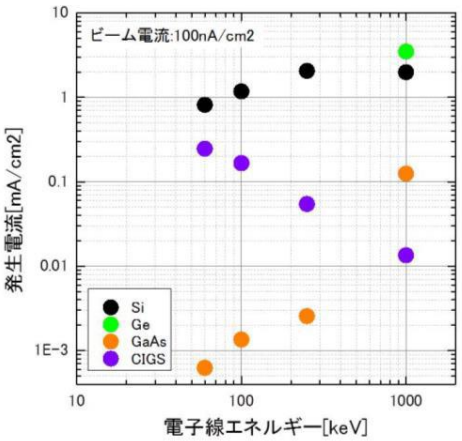



図 1　発生電流の照射エネルギー依存性

## 3. 発電量見積り及びまとめ

電子線及び陽子線の照射結果を用いて、静止軌道の放射線環境下における発電量を見積もった。素子として Si を用いた場合、電子線で 10μA/cm$^2$ 、陽子線で 0.03μA/cm$^2$ 程度の電流が得られる見込みとなった。エネルギーハーベスティング用部品には 1μA 以下で動作できるものもあり、宇宙放射線により回路を動作させることが出来る可能性がある。また適切な蓄電デバイスとの組み合わせることによりデータの送信などのネットワーク構築が出来る可能性がある。

*Osamu Kawasaki[1], Tetsuya Nakamura[1]

[1]Japan Aerospace Exploration Agency

General Meeting

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

**[GM2O] 「放射線工学部会」第45回全体会議**

[GM2O] General Meeting

General Meeting

# [GM2O] 「放射線工学部会」第45回全体会議

Thu. Sep 8, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

## [GM2O]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Radiation Science and Technology Division

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [PL2O] Recent studies on target terminal of accelerator-driven small neutron source

Chair: Yosuke Iwamoto (JAEA)

[PL2O01] Development of target of Riken Accelerator-driven Neutron Source

*Yutaka Yamagata[1] (1.RIKEN)

---

[PL2O02] Generation and property of neutrons at Hokkaido University HUNS

*Kouichi Kino[1] (1.AIST)

---

[PL2O03] Development of neutron generation target of Nagoya University Accelerator-driven Neutron Source (NUANS)

*Akira Uritani[1] (1.Nagoya Univ.)

---

[PL2O04] Future Prospects of Compact Accelerator-driven Neutron Sources

*Hirohiko Shimizu[1] (1.Nagoya Univ.)

放射線工学部会セッション「加速器駆動小型中性子源のターゲット関連研究開発」

# 理研 RANS の中性子発生ターゲットの研究開発

Research and development of neutron generating target for RIKEN compact Accelerator-driven Neutron Source (RANS)

*山形　豊[1]
[1]理化学研究所

The neutron generating target made of beryllium using compact proton accelerator have suffered the problem of blistering caused by injected proton. A new configuration of target using vanadium backing was studied and long-life target with low activation was successfully developed.

**キーワード：Compact neutron source, blistering, neutron generating target**

## 1. 緒言

小型中性子源は、中性子ビームの応用範囲を拡大し、産業応用にも役立つものと期待されている。小型中性子源に適した中性子発生方法としては、Be(p,n)核反応があるが、小型陽子加速器を利用した中性子源は、Be ターゲットのブリスタリングによる破壊という課題があり、あまり広く普及していなかった。著者らは、実用的な小型中性子源の開発を目指し、水素拡散性の高い金属バッキングを用いた長寿命かつ放射化が少ないターゲットの開発を行った。

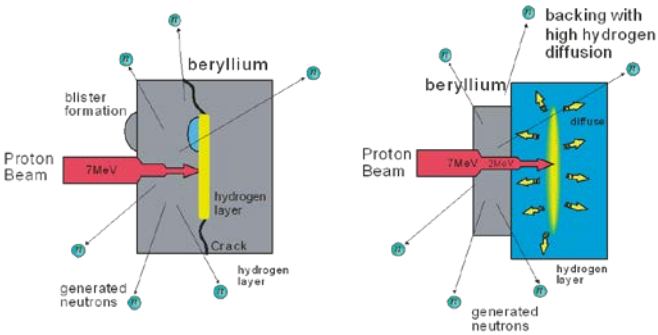



Fig.1 Blistering of Be target and proposed new structure

## ２．理論的解析

陽子の注入状況のシミュレーションと注入された水素を拡散により除去可能な大きな水素拡散係数を有する金属材料を探索し、有限要素法解析と組み合わせることで、その性能を検証した。(Table 1)

| Backing material | V | Nb | Ta | Pd | Al | Cu |
|---|---|---|---|---|---|---|
| Maximum Concentration of hydrogen[mol/m$^3$] | 1.7 | 8.9 | 29 | 310 | 1.4x10$^5$ | 5.7x10$^5$ |

Table 1 Simulated hydrogen concentration

## ３．実験

これらの結果をもとに、バナジウム（V）バッキング上に Be をロウ付けしたターゲットを製作し、理研小型中性子源 RANS にておよそ３年間運用し、損傷なく利用可能であることを確認した。さらに、ターゲットの放射化についても検討を行い、Be,V の放射化はほとんどないことを確認した。(Fig.2)



Fig.2 Target after one-year operation

**参考文献**

[1] Y.Yamagata, et al., J.Radioanal. Nucl. Chem., Vol.305,Issue 3, pp7870794 (2015)

*Yutaka Yamagata[1]　[1]RIKEN

放射線工学部会セッション「加速器駆動小型中性子源のターゲット関連研究開発」

# （2）北大 HUNS での中性子発生手法と中性子の特性

(2) Generation and property of neutrons at Hokkaido University HUNS

*木野 幸一[1]

[1]産業技術総合研究所

## 1. はじめに

北海道大学中性子源（Hokkaido University Neutron Source, HUNS）は、現在に至る 40 年以上にわたり、小型加速器パルス中性子源として、中性子科学に貢献してきた。KENS や JSNS といった大型核破砕中性子源の研究開発を実験的に行い、近年ではブラッグエッジイメージング法や iANS(intermediate angle neutron scattering)法を用いて鉄鋼材料などの研究が勢力的に行われている。

## 2. HUNS の概要

### 2-1. 中性子発生手法

HUNS は、電子線形加速器からのエネルギー約 34MeV のパルス電子ビームをタングステンと鉛でできたターゲットに照射して発生する蒸発中性子を中性子の源としている。電子ビームは、繰り返し 50pps、パルス幅 3$\mu$s、電流約 33$\mu$A、パワー約 1kW である。毎秒約 $1.6\times10^{12}$ 個の中性子が発生する。中性子源を図１に示す。蒸発中性子はターゲットの上にある 5cm の厚さの 20K モデレータで冷中性子にまで減速され、パルス中性子ビームとして取り出される。現在モデレータとしてメシチレンが使われているが、近々固体メタンに戻される予定である。モデレータの周りはグラファイト反射体で囲われ、中性子をモデレータに集めている。この周囲は、ガンマ線を遮蔽する為の鉛、中性子を遮蔽するためのホウ酸レジンで囲われている。

### 2-2. 中性子の特性

HUNS からは電子ビームに同期した 50pps のパルス中性子ビームが実験室に導かれる。ビームサイズは 100×100mm$^2$ 程度である。HUNS は中性子強度を重視した、結合型減速材を採用している。冷中性子での時間幅は 160$\mu$s である。典型的な実験位置である、6m 中性子を飛行させたときの中性子波長分解能は約 3%になる。分解能は J-PARC の非結合型中性子源ビームラインのそれには遥かに劣るものの、iANS によるナノ粒子の測定には十分であり、また、ブラッグエッジ測定でも多結晶材の結晶のサイズ、方位、配向度合いといった情報をイメージとして引き出すのに有用である。

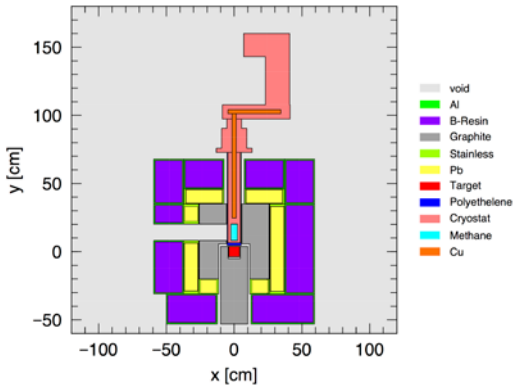



図１ HUNS の断面図。固体メタンモデレータ（現在はメシチレン）からのパルス中性子ビームは、10cm 角の孔を通して左方に引き出される。

## 3. まとめ

本発表では、電子ビームを用いている加速器駆動小型中性子源である HUNS について、上記の手法や特性を詳細に紹介する。

*Koichi Kino[1]

[1]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology.

放射線工学部会セッション「加速器駆動小型中性子源のターゲット関連研究開発」

# (3) 名古屋大学 NUANS の中性子発生ターゲットの研究開発

(3) Development of Neutron Generation Target of
Nagoya University Accelerator-driven Neutron Source (NUANS)

*瓜谷章[1]，古澤大貴[1]，山﨑淳[1]，渡辺賢一[1]，広田克也[1]，北口雅暁[1]，清水裕彦[1]，鬼柳善明[1]，
土田一輝[1]，辻義之[1]，恒吉達矢[1]，浜地志憲[2]，田村仁[2]，時谷政行[2]，相良明男[2]
[1]名古屋大学，[2]核融合科学研究所

## 1. 緒言

ホウ素中性子捕捉療法（以下 BNCT）は、脳腫瘍や頭頸部がん等の治療法として京大原子炉実験所等で治療症例が重ねられ、その有効性が認められ、近年は世界各地で治療施設の建設が要望されるに至っている。しかしながら原子炉は建設、維持管理とも労力とコストがかかり、病院に併設するのは現実的に難しい。そこで、加速器により加速した陽子を用いて $^{7}$Li(p, n)$^{7}$Be などの核反応により中性子を発生させる加速器 BNCT システムが提案され、世界各国で開発研究が進められている。名古屋大学では、静電加速器を用いた BNCT 用中性子源の開発を 2013 年に開始した。名古屋大学のシステムでは、低い加速エネルギーで中性子を発生させられる $^{7}$Li(p, n) $^{7}$Be 反応と、静電加速器であるダイナミトロンを採用している。$^{7}$Li(p, n) $^{7}$Be 反応は、発生中性子エネルギーが比較的低いために、中性子を熱外領域まで減速するための減速体がコンパクトにできること、発生ガンマ線が比較的少ない等の利点がある。

## 2. システム概要

### 2-1. 加速器

Li ターゲットに入射する陽子ビームは IBA 社製のダイナミトロン加速器を用いて生成する。図 1 に名古屋大学に設置したダイナミトロンの写真を示す。最大加速エネルギーは 2.8 MeV と低めではあるが、中性子出射孔における 0.5 eV～10 keV の範囲の熱外中性子フラックスの目標値 $1\times10^{9}$ n/cm$^{2}$/s を達成するために、15 mA という大電流陽子ビームを得られることが特長である。IBA 社の現地工場にて陽子エネルギー2.8 MeV, 電流 15 mA が 5 時間安定に得られることを確認したのち、名古屋大学内に設置し、現在調整を行っているところである。これまでに、2.8 MeV、11 mA の出力が得られることが確認できており、ビームラインの設置等を含めて、最終調整を進めているところである。



図１　名古屋大学に設置された
ダイナミトロン加速器

### 2-2. Li ターゲット

名古屋大学では、中性子の発生に $^{7}$Li(p, n) $^{7}$Be 反応を用いている。Li ターゲットを用いた中性子源は Be ターゲットに比べて必要とする陽子ビームのエネルギーが低くてすむので、中性子減速体を小型化できること、また装置が放射化しにくいという特長を有するが、低融点金属である Li や放射性 $^{7}$Be の保持方法とターゲット交

換法が課題となっていた。この対策として、Li ターゲット表面を Ti 箔で覆い Li や$^{7}$Be をターゲット内に封じ込める「Li 封入ターゲット」を考案、その開発を進めている。Li 封入ターゲットでは、凹構造を施した Ta 基板表面に Ti の箔を接合し、Ta 基板と Ti 箔間に形成される空間に Li 金属を封入する。この構造により、陽子線照射で Li 金属が液化しても、Li と $^{7}$Li(p, n)$^{7}$Be 反応で生成された放射性 $^{7}$Be とをターゲット内に安全に封入することができる。Ta 基板を用いる理由は、Ta が陽子照射によるブリスタリング生成に対する耐性が高いためである。Li 封入ターゲットの開発では、Ti 箔をターゲット基板に接合する技術開発を完了し、現在、Ti 箔とターゲット基板間に Li 金属を充填する技術開発を進めているところである。

### 3. ターゲットの除熱特性

熱外中性子フラックスの目標値 $1\times10^{9}$ n/cm$^{2}$/s を達成するためには、2.8 MeV、15 mA (42 kW)のビームエネルギーが必要となるので、この大強度ビームにより発生する熱の除熱方法の確立が Li ターゲットシステムを成立させるためのカギとなる。ターゲットの面積は 8×8 cm$^{2}$ を考えており、この場合熱流束は 6.6 MW/m$^{2}$ になる。これは、大型核融合実験装置のダイバータへの熱負荷に匹敵する値である。ターゲット除熱技術に関しては、冷却水中の乱流を促進するリブ構造をもつ冷却チャンネルを考案し、核融合科学実験所の電子ビーム高熱負荷試験装置 ACT2 を用いて除熱性能を評価するための予備実験を行った。その結果を図２に示す。今回提案する除熱方式により、6.6 MW/m$^{2}$ という高熱流束にも十分対応できるとの見通しを得たが、それを確証するための本実験を実施する予定である。

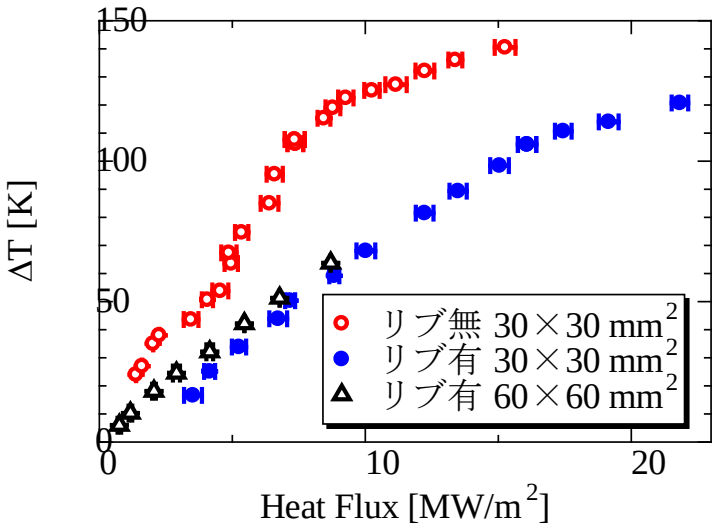



図２ 熱流束に対するターゲットの温度上昇特性

### 4. 結言

今後、「ダイナミトロン加速器」と、開発中の「Li 封入ターゲット」、ここでは触れなかったが「中性子減速体」を組み合わせて、加速器 BNCT 用中性子源としての工学的性能を 2018 年までに評価して、本システムを実際の治療に供することができるか否かを明確にする予定である。

*Akira URITANI[1], Daiki FURUZAWA[1], Atsushi Yamazaki[1], Kenichi WATANABE[1], Katsuya HIROTA[1], Masaaki KITAGUCHI[1], Hirohiko SHIMIZU[1], Yoshiaki KIYANAGI[1], Kazuki TSUCHIDA[1], Yoshiyuki TSUJI, Tatsuya TSUNEYOSHI[1], Yukinori Hamaji[2], Hitoshi TAMURA[2], Masayuki TOKITANI[2] and Akio SAGARA[2]

[1]Nagoya Univ., [2]National Institute for Fusion Science

放射線工学部会セッション「加速器駆動小型中性子源のターゲット関連研究開発」

# （4）小型加速器中性子源の今後の展望

(4) Future Prospects of Compact Accelerator-driven Neutron Sources

*清水 裕彦[1]

[1]名古屋大学

中性子が利用される学術および応用分野は多岐にわたる。大強度陽子加速器施設(J-PARC)に配備されたスパレーション中性子源は瞬間強度で世界をリードする最先端施設であり、基礎物理、物質研究、構造生物学などの学術研究から産業応用にわたって研究の高度化が求められている。そのためには、新領域開拓のための試験研究や計測技術の開発及び高度化研究が必要であり、同時にそれらの高度な研究活動を支える人材育成が欠かせない。この点に着目する限り、J-PARC にほぼ全面的に依存する現在の中性子利用体制には大きな改善の余地があり、中小規模の中性子源の果たす役割は極めて大きい。

また J-PARC のような大型施設では、多数のユーザーを抱えた運営になることは避けられない。必要が生じた時に即時的に中性子を利用するという体制を組むことはなかなか難しい。また試験的な研究や開発研究では、長期にわたってビームラインを占有する必要が出る場合もある。即時的利用及び占有的利用を提供する意味でも、中小規模の中性子源は有用である。

実用的な利用においては、計測結果や研究活動の有無に関する知的情報の保護が要求されることがあるが、これも中小規模中性子源であれば、実現が容易である。

中小規模中性子源は、数が増加するにつれて、人材育成が自然に行われると想定できるので、大型施設を支えるためのネットワークとしても機能すると考えられる。そして、中小規模中性子源の形態としては、当面は加速器中性子源が適していると考えている。

以上のように、小型加速器中性子源が有用となるシナリオを描くことに難はないのだが、慎重に考えるべきことは、小型加速器中性子源が具体的にはどの程度の能力を発揮することが可能かということである。定量的な性能の表現方法を確立するために、従来の中性子の利用方法を包括的に考察して系統的に記述することが求められる。このような試みは進行中であって完成しているわけではないので、その一端を議論しながら、その範囲で見通せる展望を議論する。以って、現在の考察対象の範囲外の可能性についての議論の喚起につながることを希望する。

---

Hirohiko Shimizu[1]

[1]Nagoya Univ.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [2O10-14] Low-temperature detector, semiconductor detector

Chair: Hideo Tomita (Nagoya Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [2O10] Development of robust TES microcalorimeters for gamma ray detection

*Yuki Shuto[1], Naoko Iyomoto[1], Takehiro Kuroiwa[1], Keisuke Maehata[1], Akira Takano[1], Shota Yoshimoto[1], Kazuhisa Mituda[2], Kenichiro Nagayoshi[2], Tasuku Hayashi[2], Hatuka Muramatu[2] (1.Kyushu Univ., 2.ISAS)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [2O11] High-resolution Spectrometry of Transuranium Elements using the TES microcalorimeter

*Keisuke Nakamura[1], Keisuke Maeahata[2], Tetsuya Sugimoto[2], Naoko Iyomoto[2], Kenji Ishibashi[2], Yuki Morishita[1], Koji Takasaki[3], Kazuhisa Mitsuda[4] (1.JAEA NCL, 2.Kyushu Univ., 3.JAEA Oarai, 4.JAXA ISAS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [2O12] Spectroscopic Measurements of X rays and γ rays emitted from $^{237}$Np sources with using TES microcalorimeters

*Takashi Yasumune[1], Koji Takashi[1], Chikara Ito[1], Masashi Ohno[2], Tomoya Irimatsukawa[2], Hiroyuki Takahashi[2] (1.JAEA, 2.Univ. of Tokyo)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [2O13] A study on application of TlBr semiconductor detectors for the reprocessing plant (IV)

*Norihisa Kimura[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Hiroki Sunaba[1,2], Seong-Yum Kim[1], Tatsuya Ito[1], Keizo Ishii[1] (1.Tohoku University., 2.Japan Nuclear Fuel Limited.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

### [2O14] Improvement of energy resolutions of TlBr detectors using three-dimensional interaction position information

*Hiroki Sunaba[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Norihisa Kimura[1,2], Toshiyuki Onodera[3], Tatsuya Ito[1], Seong Yun Kim[1], Keizo Ishii[1] (1.Tohoku University, 2.JNFL, 3.Tohoku Inst.Tech.)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

# 厚いメンブレン構造を持つ ガンマ線検出用 TES 型マイクロカロリーメータの開発

Development of robust TES microcalorimeters for gamma ray detection

*首藤 祐輝[1]、伊豫本 直子[1]、吉峰 郁海[1]、黒岩 健宏[1]、前畑 京介[1]、高野 彬[1]、善本 翔大[1]、
満田 和久[2]、永吉 賢一郎[2]、林 佑[2] 、村松 はるか[2]
[1]九州大学大学院工学府，[2]宇宙科学研究所

超伝導転移端温度計 (TES) 型マイクロカロリーメータを用いて、優れたエネルギー分解能を持つ検出器開発を目指している。ガンマ線検出用 TES 型マイクロカロリーメータを製作し、ガンマ線照射実験を行った。

**キーワード：放射線計測，** 超伝導転移端温度計，厚いメンブレン構造を持つ TES，ガンマ線検出器

## 1. 緒言

現在、開発されている放射線検出器の中で優れたエネルギー分解能を実現しているものに TES 型マイクロカロリーメータがある。TES 型マイクロカロリーメータは主に 0.1～100 keV 程度の X 線領域において利用されている。これをさらに高いエネルギーであるガンマ線領域で利用する事を考え、500 keV～2 MeV 程度のガンマ線に対して、より優れたエネルギー分解能を持つガンマ線検出器の開発を目指す。このような検出器は高バックグラウンド下での放射性核種の同定や、高精度な成分分析に役立つと考えられる。

## 2. ガンマ線検出用 TES 型マイクロカロリーメータの製作及びガンマ線検出実験

実効的な吸収効率を得るためには厚い吸収体が必要となる。一般的な TES 型マイクロカロリーメータは TES と冷熱浴との熱リンクが厚さ 1 μm 程度の窒化シリコン膜などから成るメンブレン（薄膜）構造を持つ。しかし、吸収体が大きくなるとその重みにより、素子自体が破損しやすくなる。従って、熱リンクの構造を厚くし、強度を高める必要がある。ただしメンブレンは厚くすると、熱リンクの熱伝導度が大きくなり、メンブレン外部から TES に伝わる熱が増え、熱的なノイズが増加する。

今回形成したメンブレン構造の厚さは 17 μm である。この構造により一般的なメンブレン構造よりは強度を高めつつ、メンブレン構造を持たない素子に比べて熱リンクの熱伝導度を抑えることを図った。そして製作した素子を用いて素子の特性測定および線源としてセシウム 137 を用いた、ガンマ線検出実験を行った。

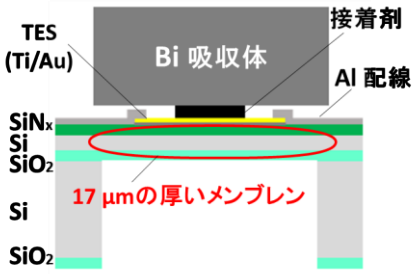



図 1 素子の断面図

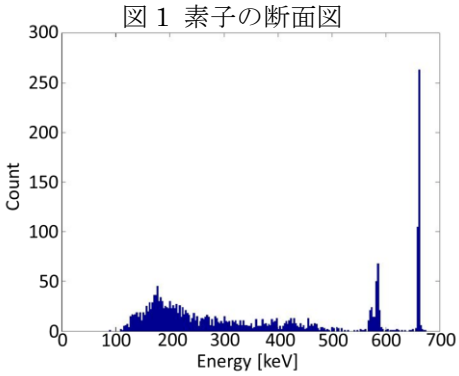



図 2 得られたエネルギースペクトル

## 3. 結論

熱リンクの熱伝導度は 80 nW/K、TES の転移温度は 162 mK であった。そしてエネルギー分解能は 662 keV に対して 2.2 keV、ベースライン幅は 1.6 keV を得た。

しかし、このベースライン幅は設計値と比較して悪い為、現在その悪化の原因について探究しており、今後はそれを踏まえ新たな素子を製作する予定である。

---

* Yuki Shuto [1], Naoko Iyomoto[1], Ikumi Yoshimine[1], Keisuke Maehata[1], AkiraTakano[1],Shota Yoshimoto[1], Kazuhisa Mituda[2], Kenichiro Nagayoshi[2], Hayashi Tasuku[2],Haruka Muramatu[2]

[1] Kyushu Univ., [2] Institute of Space and Astronautical Science

# TES 型マイクロカロリーメータを用いた超ウラン元素の高精度分光分析

High-resolution Spectrometry of Transuranium Elements using the TES microcalorimeter

*中村 圭佑[1]，前畑 京介[2]，杉本 哲也[2]，伊豫本 直子[2]，石橋 健二[2]，森下 祐樹[1]，高崎 浩司[3]，満田 和久[4]

[1]JAEA 核サ研，[2]九州大学，[3]JAEA 大洗，[4]JAXA 宇宙研

超ウラン元素から放出される L X 線測定用の超伝導相転移端温度計（TES）型マイクロカロリーメータについて、主要な超ウラン元素から放出される LX 線測定実験を行った。得られた LX 線エネルギースペクトルより分光分析に十分な性能（エネルギー分解能）を有していることを確認した。

**キーワード：**超ウラン元素，L X 線，TES 型マイクロカロリーメータ

## 1. 緒言

核燃料施設等で取り扱う超ウラン元素は、その多くがα線を放出するため、内部取り込み時の被ばくリスクが高く、管理上、非常に重要な核種である。そこで、超ウラン元素の新たな定性・定量手法として、高分解能 X 線検出器である TES 型マイクロカロリーメータを用いた、高精度 LX 線分光分析について研究開発を行っている。TES 型マイクロカロリーメータを用いた、高精度 LX 線分光分析を実現することで、被ばく評価や、環境分析等の分野における応用が期待される。

本研究では、これまでに、LX 線測定用 TES 型マイクロカロリーメータの開発を行い、性能確認のため、主要な超ウラン元素を用いた LX 線測定試験を行ってきた。今回は、これらの試験結果の総括として、これまでに取得した各核種の LX 線エネルギースペクトルについて報告する。

## 2. 実験

LX 線測定用 TES 型マイクロカロリーメータとして、厚さ 5μm の Au 吸収体を有する TES 型マイクロカロリーメータを使用して、測定試験を行った。測定対象となる LX 線のエネルギーレンジは 10～25keV であり、厚さ 5μm の Au における吸収効率は 30～80%となる。LX 線用 TES 型マイクロカロリーメータを無冷媒希釈冷凍機により約 100mK まで冷却した後、バイアス電流を通電することにより超伝導－常伝導転移領域に保持し、線源から放出される LX 線の測定を行った。超ウラン元素線源として、Pu-239（119kBq）、Am-241（370kBq）、Cm-244（40kBq）及び Np-237（222Bq）を使用した。

## 3. 結果

LX 線用 TES 型マイクロカロリーメータにより取得した超ウラン元素線源の LX 線エネルギースペクトルを図-1 に示す。いずれの核種についても、主要な LX 線のピークを半値幅 100 eV 以下で明確に弁別できていることが確認された。これより、使用した LX 線 TES 型マイクロカロリーメータは、高精度分光分析への適用について十分な性能を有していることを確認した。

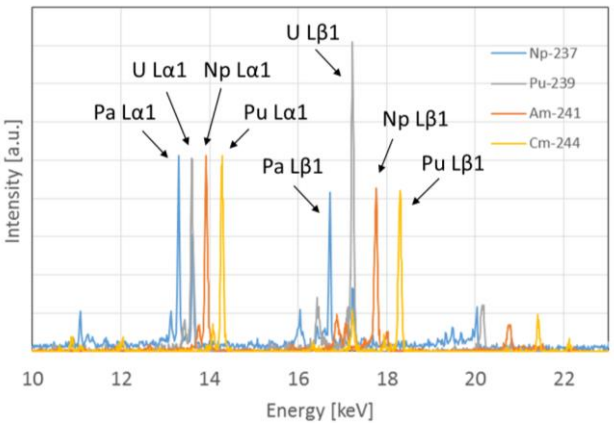



図-1　LX 線エネルギースペクトル

*Keisuke Nakamura[1], Keisuke Maehata[2] Tetsuya Sugimoto[2], Naoko Iyomoto[2], Kenji Ishibashi[2], Yuki Morishita[1], Koji Takasaki[3], and Kazuhisa Mitsuda[4]

[1]JAEA NCL, [2]Kyushu Univ., [3]JAEA Oarai R&D Development center, [4]JAXA ISAS

# 超伝導転位端センサによる $^{237}$Np 線源の X 線及びγ線スペクトル計測

Spectroscopic Measurements of X rays and γ rays emitted from $^{237}$Np sources with using TES microcalorimeters

*安宗 貴志[1]，高崎 浩司[1]，伊藤 主税[1]，大野 雅史[2]，入松川 知也[2]，高橋 浩之[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京大学

代表的なマイナーアクチニドの一つである $^{237}$Np について、錫放射線吸収体を搭載した超伝導転移端センサによる硬 X 線及びγ線の精密測定試験を実施した。得られた硬Ｘ線γ線エネルギースペクトルの解析を行ない、超伝導転移端センサのピーク弁別能力等を評価した。

**キーワード：**超伝導転位端センサ，$^{237}$Np

## 1. 緒言

核物質の核種分析・同定方法は、発生する硬Ｘ線やγ線等の検出を主な手法とする非破壊測定と、化学分析を主とする破壊測定に大別される。非破壊測定法は破壊測定法に比べて作業効率や安全性に優れている。しかしながら、既存スペクトロメータのエネルギー分解能では Pu やマイナーアクチニド(MA)に起因したエネルギーピークを完全に分離することが出来ず、正確な核種同定及び定量は困難である。そこで我々は、極めて高いエネルギー分解能を有する超伝導転移端センサ(TES：Transition Edge Sensor)により硬Ｘ線やγ線を計測し、Pu や MA 全元素を精密に弁別、分析しうる核種同定分析技術を確立することを目指している。本研究では、代表的な MA である $^{237}$Np の測定試験で得られた硬 X 線γ線エネルギースペクトルの解析を行ない、TES のピーク弁別能力等を評価した。

## 2. 実験

測定試験は原子力機構大洗研究開発センターのナトリウム分析室にて実施した。本測定では、Al カバーに封入された厚さ 1.0 mm、重量 80 mg の $^{237}NpO_2$ 箔の線源と、厚さ 300 μm、面積 500×500 μm$^2$ の Sn 吸収体を Ir/Au 二層薄膜上に Au バンプポストで接続した構造を持つ TES を用いた。線源を冷凍機の外側に配置し、冷凍機内部に取り付けた TES に Be 窓を通して X 線及びγ線を照射した。2.5 時間の連続測定により検出信号パルスを PC に取得した後、最適フィルター法を用いて波高値を解析し、スペクトルを作成した。

## 3. 結果・考察

測定により得られたエネルギースペクトルを図 1 に示す。$^{237}$Np から放出される 86.5 keV のγ線ピークに対してガウス関数でフィッティングを行ない、半値幅 89 eV が得られた。また、$^{237}$Np や放射平衡にあるその娘核種の $^{233}$Pa の壊変に伴い放出されるγ線や K-X 線も弁別出来ており、TES が MA 等の硬Ｘ線γ線の精密分析に有効であることが確認できた。

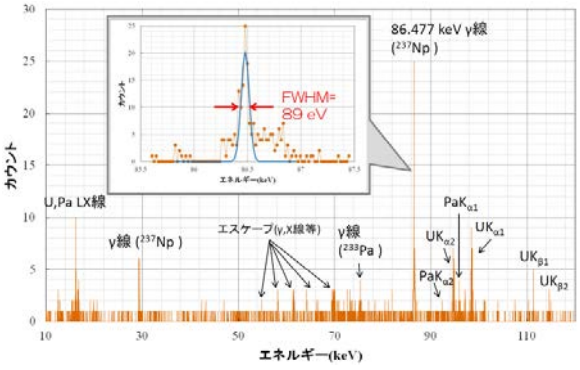



図 1　$^{237}$Np の X 線及びγ線スペクトルとエネルギー分解能とピーク弁別能力評価結果

*Takashi Yasumune [1], Koji Takasaki[1], Chikara Ito[1], Masashi Ohno[2], Tomoya Irimatsukawa[2], and Hiroyuki takahashi[2]
[1]JAEA., [2]Univ. of Tokyo.

# 臭化タリウム半導体検出器の再処理施設への適用に関する検討その４

A study on application of TlBr semiconductor detectors for the reprocessing plant (Ⅳ).

*木村 乃久[1,2]，人見 啓太朗[1]，長野 宣道[1]，砂庭 広季[1,2]，金 聖潤[1]，伊藤 辰也[1]，石井 慶造[1]
[1]東北大学，[2]日本原燃㈱

使用済み燃料再処理施設では工程監視及び臨界管理の向上のため，小型高検出効率且つ高いエネルギー分解能の放射線検出器を追設する要求がある．しかし市販の検出器では要求を満たす放射線検出器がない．本研究では再処理施設用に臭化タリウム(TlBr)結晶を用いた放射線検出器を製作し，その性能を評価した．
**キーワード：臭化タリウム（TlBr），半導体検出器，再処理施設**

## 1. 緒言

使用済み燃料再処理工程は高放射線量場であるため，小型のγ線検出器結晶でも十分な計数率が期待できる．しかし小型の結晶の場合，γ線が結晶を透過してしまうため，高密度且つ高い原子番号の材料が必要である．また，再処理工程では多くの放射性核種が存在するため，それぞれのγ線ピークを分離するために高いエネルギー分解能が必要である．そこで近年新たな検出器材料として研究が進められている TlBr（密度：7.56g/cm$^3$，原子番号 Tl:81，Br:35）に着目し，放射線検出器を製作した．

## 2. 放射線検出器の製作

高検出効率，高エネルギー分解能が期待できる臭化タリウム結晶を用い，Capacitive Frisch Grid 型検出器を製作した。また，この検出器を搭載したプリアンプ一体型の放射線検出器を製作した（Fig.1 参照）．

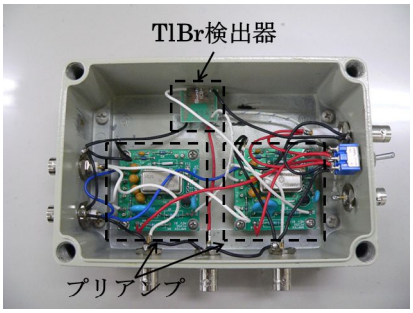


Fig.1 開発した TlBr 検出器

## 3. 性能評価

密封線源を用いて，使用済み燃料に含まれる $^{137}$Cs と $^{60}$Co の強度比を模擬してγ線スペクトルを測定し，半値幅及びピーク対コンプトン比を測定した．性能の比較を行うため CdTe 化合物半導体検出器及び CsI(Tl) シンチレーション検出器でも同様にデータを採取した．その結果，TlBr 検出器は再処理工程で使用できる十分なエネルギー分解能が得られた（Fig.2 参照）．また，他の 2 つの検出器より高いピーク対コンプトン比と高い検出効率であった．更に，約 470 時間の連続運転でも大きなスペクトルの変化はなく，高い安定性が確認できた（Fig.3 参照）．

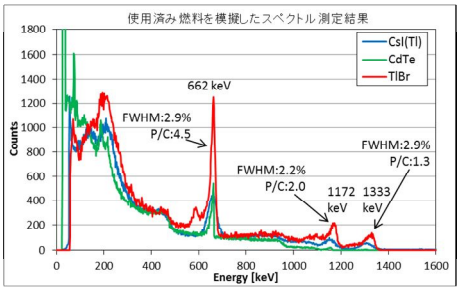


Fig.2 スペクトル測定結果

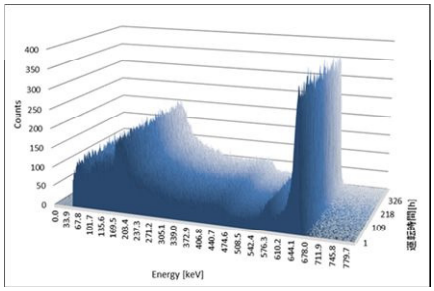


Fig.3 約 470 時間連続運転結果

## 4. 結論

本研究で製作した TlBr 検出器は，再処理施設で使用するために必要なエネルギー分解能及び長期安定性を示した．これにより本検出器の再処理施設への適用の可能性が高まった．

*Norihisa Kimura[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Hiroki Sunaba[1,2], Seong-Yun Kim[1], Tatsuya Ito[1] and Keizo Ishii[1]
[1]Tohoku University, [2]Japan Nuclear Fuel Limited.

# 三次元相互作用位置情報を用いたTlBr検出器のエネルギー分解能改善

Improvement of energy resolutions of TlBr detectors using three-dimensional interaction position information

*砂庭 広季[1,2]，人見 啓太朗[1]，長野 宣道[1]，木村 乃久[1,2]，小野寺 敏幸[3]，伊藤 辰也[1]，金 聖潤[1]，石井 慶造[1]
[1]東北大，[2]日本原燃㈱，[3]東北工大

TlBr検出器はガンマ線に対して非常に高い感度を有する。本研究ではピクセル型TlBr検出器を製作し、三次元相互作用位置情報を用いる事によってそのエネルギー分解能の改善を試みた。

**キーワード：TlBr，ガンマ線検出器，ピクセル型検出器，デジタル信号処理**

## 1. 緒言

臭化タリウム（TlBr）は禁止帯幅2.68 eVを持つ化合物半導体である。TlBrは原子番号がTlで81番，Brで35番と高く，密度も7.56 g/cm$^3$と高いためにガンマ線の吸収効率が非常に高い。TlBr結晶中の正孔の移動度・寿命時間積は$10^{-4}$ cm$^2$/Vと電子の移動度・寿命時間積である$10^{-3}$ cm$^2$/Vと比べて約1桁小さい。そのため，TlBr検出器のエネルギー分解能を向上させるため，電子の移動のみが電荷誘起に寄与する単極性電荷有感型検出器の開発が行われている。しかし，その検出器のエネルギー分解能はキャリアである電子のトラップや検出器内の重み付き電位の変動などによって制限されている。そこで，本研究では単極性電荷有感型検出器であるピクセル型TlBr検出器の出力波形を三次元相互作用位置情報を用いて波高値補正し，エネルギー分解能の改善を行った。

## 2. 実験

ピクセル型TlBr検出器（ピクセルサイズ：1 mm × 1 mm，厚さ：4.36 mm）を室温で動作させ，陰極に500 Vを印加し，陽極を接地電位とした。検出器に$^{137}$Csからのγ線を照射し，ピクセル1〜4の陽極及びガード電極はA250プリアンプに接続し，陰極はA250CFプリアンプに接続し増幅した。その後，デジタイザ（サンプリングレート：10 MS/s，垂直分解能：14 bit）により出力波形をPCに保存した。その波形データを台形フィルタにより整形後，三次元相互作用位置情報を用いて波高値補正し，エネルギー分解能の向上を図った。

## 3. 考察・結論

陰極信号対陽極信号比から得られるガンマ線相互作用深さ及び検出器のピクセル位置により得られるガンマ線検出位置の情報を用いて，検出器全体から得られるガンマ線スペクトルのエネルギー分解能の改善を試みた。詳細な結果については当日発表予定である。

---

*Hiroki Sunaba[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Norihisa Kimura[1,2], Toshiyuki Onodera[3], Tatsuya Ito[1], Seong Yun Kim[1], Keizo Ishii[1]
[1]Tohoku Univ., [2]JNFL, [2]Tohoku Inst Tech.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Thu. Sep 8, 2016 4:05 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [2O15-19] Scintillation detctor, Gas detector

Chair: Ryoichi Taniguchi (OPU)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [2O15] Development of a portable gamma-ray spectrometer using unfolding technique

*Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Akihide Shiratsuki[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1] (1.Mitsubishi Electric Corporation)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [2O16] Attempt to improve performance and productivity of GPS type scintillator plate for α ray measurement

*Masaya Onishi[1], Junichi H. Kaneko[1], Shisei Nabeta[1], Mikio Higuchi[1], Yuki Morishita[2], Kenji Izaki[2], Seiichi Yamamoto[3], Hiroyuki Ishibashi[4] (1.Hokudai University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Nagoya University, 4.Hitachi Chemical)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [2O17] Characterization of Neutron Energy Spectrometer with Onion-like Single Bonner Sphere Using TRUST Eu:LiCAF Scintillator

*Tomoaki Mizukoshi[1], Kenichi Watanabe[1], Akira Uritani[1], Atsushi Yamazaki[1], Tetsuo Iguchi[1], Tomohiro Ogata[2], Takashi Muramatsu[2], Tetsuro Matsumoto[3], Akihiko Masuda[3] (1.Nagoya Univ. Engineering, 2.MHI LTD, 3.AIST)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

### [2O18] Scintillation property of GAGG crystals at a temperature of 77K

*Yukiko Tsuru[1], Keisuke Maehata[1], Kei Kamada[2,3], Ikuhiro Shoji[3,4], Akira Yoshikawa[2,3,4] (1.Kyushu Univ, 2.New Industry Creation Hatchery Center , Tohoku Univ, 3.C&A corp, 4.Institute for Material Research , Tohoku Univ)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

### [2O19] Characterization of a double-grid-type MSGC with two-dimensional readout using LCD technology

*Xuan Lian[1], Yuki Mitsuya[1], Hiroaki Miyoshi[2], Kenji Shimazoe[3], Hiroyuki Takahashi[1] (1.Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo,, 2.Sharp Co. Ltd., 3.Bioengineering, School of Engineering, The University of tokyo)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

# アンフォールディング手法を用いた 携帯型γ線スペクトロメーターの開発

Development of a Portable Gamma-ray Spectrometer using Unfolding Technique

*東　哲史[1]，林　真照[1]，白附　晶英[1]，西沢　博志[1]，中西　正一[1]

[1] 三菱電機

原子力発電所や加速器施設等の解体には、廃棄物の放射能汚染検査が必要である。大量の廃棄物の放射能濃度を正確に評価するため、アンフォールディング手法を用いてエネルギー分析性能を向上させた携帯型γ線スペクトロメーターを開発している。今回、プロトタイプ機による評価を行ったので報告する。

**キーワード**：γ線スペクトロメーター，アンフォールディング，応答関数, EGS5, NaI(Tl)シンチレータ

## 1. 緒言

原子力発電所や加速器施設の解体に伴い発生する放射性廃棄物に対しては、冷却期間や廃棄方法の観点から放射化により発生する核種の評価が必要である。運転中に発生した中性子束等の履歴情報が得られない場合には、放射化の程度を事前評価できないため、現場での放射能核種の同定が必要となる。しかし、一般に放射能分析で用いられる Ge 半導体検出器は携帯に不向きであり、現場測定に適したγ線スペクトロメーターが求められている。そこで、放射能分析装置向けに開発したアンフォールディング手法[1]を応用し、NaI(Tl)シンチレータを用いて携帯型のγ線スペクトロメーターの開発を行っている。

## 2. プロトタイプ機

図 1 に試作した携帯型γ線スペクトロメーターのプロトタイプ機を示す。プロトタイプ機は、γ線検出器に小型の NaI(Tl)シンチレータを採用している。本体は、信号処理回路、演算装置、表示パネル等を一体化したユニットで構成され、重量は約 2 kg となっている。本機は、解体前の構造物等を計測する場合も想定しており、検出器前面へ平行入射するγ線に対する応答関数を用いてアンフォールディングを行い、検出器入射面でのγ線束を算出している。なお、応答関数は EGS5 により算出したものを用いている。

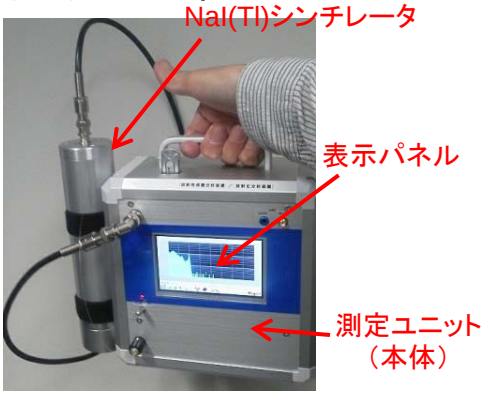



図 1 プロトタイプ機の外観

## 3. 性能評価

線源と検出器が比較的近い場合、検出器に入射するγ線は平行照射とみなせないため、応答関数に差異が生じアンフォールディング結果の不確かさが大きくなることが想定される。そこで、アンフォールディングに用いる応答関数の依存性を確認するため、プロトタイプ機を用いて $^{137}$Cs 点線源（662 keV）と検出器の距離を 0.5～90 cm の間で測定し、測定位置の点線源から照射される場合と一様に平行照射される場合の二通りの応答関数を用い、入射γ線束をそれぞれ求めた（図 2）。距離 60 cm 以上では、応答関数による差異は殆どないことが判った。以上の結果、平行照射による応答関数を用いたアンフォールディングを行うことにより、入射γ線束を求めることができ、被対象物中の奥行き方向の線源分布を推定できる見込みを得た。今後、近傍に存在する線源や面線源への対応について検討する。

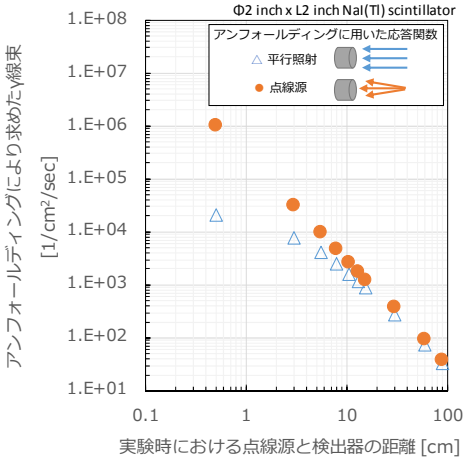



図 2 応答関数の違いによる アンフォールディング結果

### 参考文献

[1]東　哲史, 林　真照, 西沢　博志, 他,「アンフォールディング手法を用いた NaI(Tl)シンチレーション式放射能分析装置の開発と性能評価」, KEK Proceedings 2015-4, p.15-22, (2015).

*Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Akihide Shiratsuki[1], Hiroshi Nishizawa[1] and Masakazu Nakanishi[1]

[1] Mitsubishi Electric Corporation

# α線計測用 GPS 系シンチレータプレートの性能と生産性向上の試み

Attempt to improve performance and productivity of GPS type scintillator plate for α ray measurement

*大西　将矢[1]，金子　純一[1]，鍋田　志生[1]，樋口　幹雄[1]，
森下　祐樹[2]，井﨑　賢二[2]，山本　誠一[3]，石橋　浩之[4]
[1]北大院・工，[2]日本原子力研究開発機構，[3]名古屋大学，[4]日立化成

可搬型 Pu 検出用 α 線測定装置の開発を行っている。本報告においては装置で使用する GPS:Ce 焼結体シンチレータの性能と生産性の向上に関する試みについて述べる。

**キーワード**：ガドリニウムパイロシリケート，α 線計測

**1. 緒言**　福島第一原子力発電所の廃炉作業、MOX 燃料取扱施設の放射線管理業務等では、現場で簡便に Pu を検出する装置が求められている。そこで位置検出とエネルギー弁別の組み合わせによって、天然ラドン子孫核種:Pu=50:1 の環境下でも 5 分以内に検出可能な α 線検出装置の開発を行った。この装置では α 線計測用として $Gd_2Si_2O_7$:Ce(GPS)焼結体シンチレータプレートを開発し使用したが、図 1(a)に示すようにエネルギー損失によって低エネルギー側に裾を引き、ラドン子孫核種弁別性能に改善の余地があった。本報告では GPS 焼結体シンチレータプレートのエネルギー弁別性能の改善と量産化に向けた生産性の向上に関する試みについて述べる。

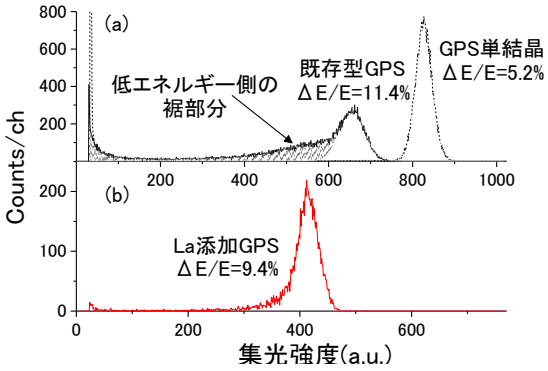



図 1.（a）既存 GPS 焼結体プレートとリファレンス用 GPS 単結晶、（b）La 添加 GPS 焼結体プレートの α 線応答スペクトル測定例

**2. 実験**　既存型 GPS 焼結体の製作方法を以下に示す。$Gd_2O_3$、$SiO_2$、$CeO_2$ 粉末をメノウ遊星ボールミルで粉砕混合し Cold Isostatic Press (CIP)で成形後、1700℃で 10 時間焼結した。これを粉砕し、ふるいで 75μm 以下に分級後再度 CIP で成形、1710℃で 100 時間焼結した。この焼結体を 1200℃の窒素雰囲気でアニール後、厚さ 2mm 程度にスライスした。焼結後の結晶粒径は 70μm 程で、ボイドを埋めるためエポキシを含浸し、ガラスに固定して 50μm まで研磨。最後に 50mm 角に切断した。焼結時に発生するボイドの抑制、結晶粒径向上による透明度改善の試みとして、本研究では高温焼結、Hot Isostatic Press(HIP)成形、徐冷、La の添加等を行い、性能評価は $^{241}Am$ からの α 線(5.5MeV)を使用して行った。

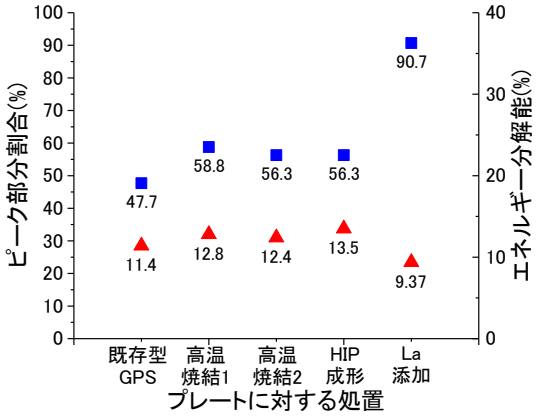



図 2.　各シンチレータプレートのピーク中のガウス分布が占める割合とエネルギー分解能

**3. 実験結果**　図 1(b)に La 添加 GPS の α 線応答スペクトル測定例を示す。図 2 に各方法で製作したシンチレータプレートの α 線に対する全計数に対するピーク部分割合とエネルギー分解能を示す。既存 GPS 焼結体でピーク部分割合は 48%程度でしかなかったが、高温焼結、HIP によって 10%程度の向上が見られ、La_GPS 焼結体では 90%以上に大きく改善した。La 添加 GPS ではエネルギー分解能も 10%より優れ、シンチレータプレート製作上の大きな労力を要した分級作業も省略可能であり、生産性も大きく向上した。今後はプレート製作時の焼結時間や温度等の最適化、作製行程の簡略化、装置性能の評価、別目的ではあるが中性子イメージング性能評価等を行う。

[1*]Masaya Onishi[1], Junichi H. Kaneko[1], Shisei Nabeta[1], Mikio Higuchi[1], Yuki Morishita[2], Kenji Izaki[2], Seiichi Yamamoto[3], Hiroyuki Ishibashi[4]／[1]Hokkaido University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Nagoya University, [4]Hitachi Chemical

# TRUST Eu:LiCAF を用いた多重球殻構造を有する一球型中性子スペクトロメータの評価

Characterization of Neutron Energy Spectrometer with Onion-like Single Bonner Sphere Using TRSUT Eu:LiCAF Scintillator

*水越 友亮[1]，渡辺 賢一[1]，瓜谷 章[1]，山崎 淳[1]，井口 哲夫[1]
尾方 智洋[2]，村松 貴史[2]，松本 哲郎[3]，増田 明彦[3]
[1]名古屋大学，[2]三菱重工，[3]産業技術総合研究所

従来の多球ボナー球中性子スペクトロメータを一つの検出器にまとめた一球型検出器を考案した。熱中性子検出器用シンチレータに透明な TRUST Eu:LiCAF を使用した検出器を試作した。今回は産業技術総合研究所の中性子標準場において、作製した高フラックス用検出器を用いて単色中性子を測定し、そのスペクトルをアンフォールディング手法により得ることを試みた。

**キーワード：**ボナー球，中性子スペクトル，LiCAF シンチレータ、アンフォールディング

## 1. 緒言

現在用いられている中性子スペクトロメータにボナー球中性子スペクトロメータがある。ボナー球中性子スペクトロメータは複数の検出器が必要であるため、測定時間が長くなることや高線量場での測定では検出器交換の際の作業員の被ばく線量の増加が問題となる。また、$^3$He の供給量不足から $^3$He 検出器に変わる検出器が必要である。そこで先行研究として、一つのポリエチレン球内に複数の検出部を球殻状に配置した一球型検出器が考案された。本研究では透明で信号波高分布にピークを生じ、柔軟で加工が容易な中性子検出媒体（Transparent Rubber SheeT type Eu:$LiCaAlF_6$ : TRUST Eu:LiCAF）を使用した検出器を試作し、単色中性子場での測定と、シミュレーションとにより応答関数の評価を行ってきた。より広範囲の中性子束に対応するために感度の異なる二種類の検出器を試作した。今回は、作製した高フラックス用検出器を用いて産業技術総合研究所の中性子標準場を測定し、さらにそのスペクトルアンフォールディングを試みた。

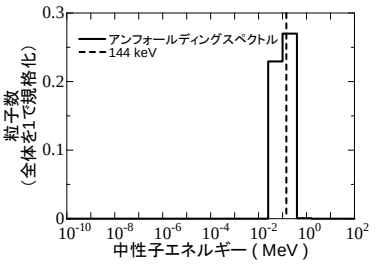



図１　単色中性子場 144 keV のアンフォールディング結果

## 2. 検出器概要

TRUST Eu:LiCAF で生じた光を、それぞれの側面に設置された波長シフトファイバーで収集、端面まで伝達させる。端面に接続した光電子増倍管によって光を電気信号に変換し、波形整形、信号増幅を行った後に波高分布を取得した。今回、５層構造の一球型検出器を製作した。

## 3. 実験・結果

作製した高フラックス用検出器を用いて産業技術総合研究所の中性子標準場を測定し、スペクトルアンフォールディングを試みた。単色中性子場 144 keV のアンフォールディング結果を図１に示す。

*Tomoaki Mizukoshi[1], Kenichi Watanabe[1], Akira Uritani[1], Atsushi Yamazaki[1], Tetsuo Iguchi[1],Tomohiro Ogata[2], Takashi Muramatsu[2], Tetsuro Matsumoto[3], and Akihiko Masuda[3]
[1]Nagoya Univ., [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

# 77K における GAGG 結晶のシンチレーション特性

Scintillation property of GAGG crystals at a temperature of 77K

*都留 由紀子[1]，前畑 京介[1]，鎌田 圭[2,3]，庄子育宏[3,4]，吉川彰[2,3,4]

[1]九州大学，[2]東北大未来科学センター，[3](株)C&A，[4]東北大金材研

優れた γ 線検出用シンチレータを開発するためには、シンチレーション発光機構の物理的解明が必要である。本研究では、$Gd_3Al_2Ga_3O_{12}$(GAGG:Ce)結晶を液体窒素温度(77K)まで冷却したときのシンチレーションの発光特性を確認した。

**キーワード**：GAGG 結晶，アバランシェフォトダイオード

## 1. 緒言

入射γ線のエネルギー吸収に伴うシンチレーション発光機構を物理的に解明するためには、励起電子の熱遷移が十分に抑制される 77K 以下の極低温領域に冷却された様々なシンチレータ結晶についてγ線応答を測定する必要がある。シンチレーション光の測定において、一般的には光検出器として光電子増倍管が用いられているが、光電陰極の物理的特性により 150 K 以下の温度で測定を行うことが出来ない[(1)(2)]。そこで本研究では、光検出器としてアバランシェフォトダイオード(APD)を用い、極低温領域で測定可能なシンチレーション光検出装置を構築し、液体窒素で冷却した GAGG 結晶のγ線応答を測定した。

## 2. 実験

本研究では、C&A 社で作製された $10\times10\times10\ mm^3$ の GAGG 結晶、$2\times2\times2\ mm^3$ の GAGG 結晶及び HR-GAGG 結晶をγ線で照射した時のシンチレーション光を、浜松ホトニクス社製 S8664-50K で検出した。図 1 に示すように、AMPTEK 社製集積回路 A250 を使用して、FET を APD に隣接配置したシンチレーション光検出回路を製作した。各結晶を 77K の温度に冷却し、$^{137}Cs$ 線源から放出されるγ線で照射したときにシンチレーション光検出回路から出力される電圧パルス信号のパルス波高分布を測定した。回路に流れるドレイン電流の大きさを増加させることで、波高値の向上を確認できた。

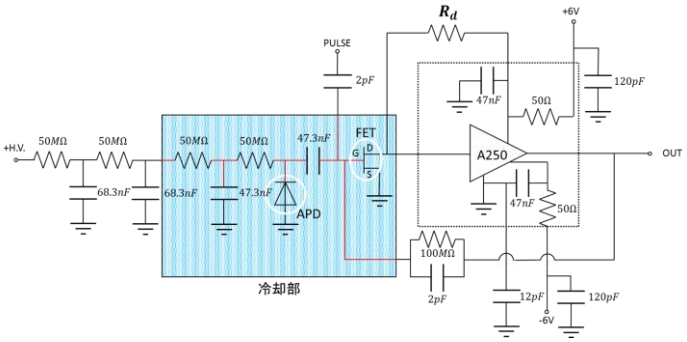



図 1　検出回路図

## 3. 結論

極低温領域において測定可能なシンチレーション光検出装置の構築を行った。本講演では、製作した装置を用いて取得した 77K における GAGG 結晶のシンチレーション特性について報告する。

### 参考文献

[1] M. Ichige, T. Doke, Y. Doi, and Y. Yoshimura, Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A327 (1993) 144.

[2] V. Y. Chepel, H. M. Araujo, M. I. Lopes, R. Ferreira Marques, and A. J. P. L. Policarpo, Appl. Radiat. Isot., 46 (1995) 495.

*Yukiko Tsuru[1], Keisuke Maehata[1]

[1]Kyushu Univ.

# Characterization of a double-grid-type MSGC with two-dimensional readout using LCD technology

*Xuan Lian[1], Yuki Mitsuya[1], Hiroaki Miyoshi[2], Kenji Shimazoe[3], Hiroyuki Takahashi[1]

[1]Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo,

[2]Sharp Co. Ltd., [3]Bioengineering, School of Engineering, The University of Tokyo.

**Abstract**

A new example of two-dimensional double-grid-type MSGC using the latest LCD technology from Sharp, Co. Ltd was introduced here. The insulator layer between two electrode layers can stand over 800V which is very nice. The charge division relationship of two readout electrodes was measured. The energy spectral and the gas gain of the MSGC were measured.

**Keywords:** MSGC, Micro-pattern, Gas detectors, flat panel detector

## 1. Introduction

Recently, Liquid Crystal Display technology based on a fine electrode pattern on a glass is able to fabricate the pixels and switching amorphous transistor on the same glass. This technology intends to integrate many fine pixels as to~100um x 100um on one device, which is compatible with micro pattern gaseous detectors such as micro-strip gaseous chambers (MSGC). We introduced a new example of two-dimensional double-grid-type MSGC using the latest LCD technology from Sharp, Co. Ltd. The two grid design means it is flexible to adjust the voltage and is able to achieve higher gain. And two read out electrodes, the grid 2 and cathode, were both designed to get the signal.

## 2. Design and Characterization of the MSGC

Figure 1 showed the design of MSGC electrodes. It's a double layer structure which contains two dimension readout. Figure 2 shows the charge division between Grid 2 and cathode when both of them voltage are 0V, which showed that the charge were divided almost equally in two electrodes. And when the voltage of Grid 2 increased the ratio of grid 2 to cathode was decreased due to the electric field change..

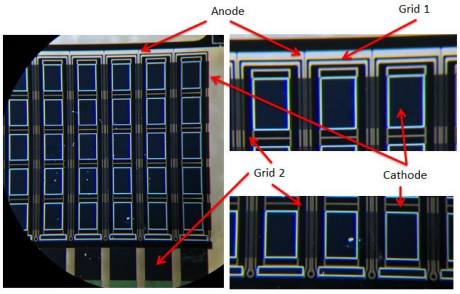



Figure 1. Structure of the MSGC electrodes.

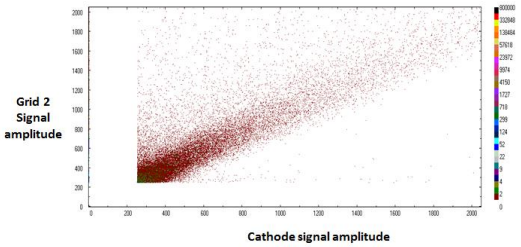



Figure 2. Relationship of signal amplitude from two electrodes.

In our experiments the MSGC achieved the maximum gain of 870 when the voltages were 807V for anode, 400V for grid 1, and 0V for grid 2 and cathode.

## 3. Conclusion

The maximum voltage on the insulator layer between two electrode layers can stand over 807V which is very nice. The charge division relationship of two readout electrodes was very useful for the optimization of the design.

**References**

[1] Takahashi, H.,et al "Development of a new multi-grid-type microstrip gas chamber." NUCL INSTRUM METH A, 2002, 477(1-3): 13-16.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Thu. Sep 8, 2016 5:25 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 8, 2016 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [2O20-23] Laser spectroscopy

Chair: Tatsuyuki Maekawa (Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Corp.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

### [2O20] Development of laser cooling and analysis on Sr isotope ions (3)

*Kyunghun Jung[1], Yoshihiro Iwata[1], Kazuhiro Yamamoto[1], Ikuo Wakaida[2], Masabumi Miyabe[2], Shuichi Hasegawa^[1] (1.The University of Tokyo, 2.Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

### [2O21] Development of resonance ionization mass spectrometry of Sr isotopes (4)

*Masabumi Miyabe[1], Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1], Yoshihiro IWATA[2], Kyunghun JUNG[2], Shuichi Hasegawa[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Tokyo)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

### [2O22] Development of High Resolution Resonance Ionization Spectroscopy for Radioactive Zr Isotopes

*Daiki Matsui[1,2], Vincent Degner[1,3], Atsuishi Nakamura[1], Kosuke Saito[1], Mikael Reponen[2], Volker Sonnenschein[1,2], Hideki Tomita[1,2], Tetsuo Iguchi[1], Tetsuo Sakamoto[4], Tetsu Sonoda[2] (1.Nagoya Univ., 2.RIKEN Nishina Center, 3.Johannes Gutenberg-University Mainz, 4.Kogakuin University)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

### [2O23] Development of radioactive carbon isotope analysis system based on cavity ring-down laser spectroscopy

*Hideki Tomita[1], Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnenschein[1], Noriyoshi Hayashi[1], Atsushi Sato[2], Tetsuo Iguchi[1], Jin Lei[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Toshinari Oh-hara[2] (1.Nagoya Univ., 2.Sekisui Medical Co., Ltd.)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

# ストロンチウム同位体イオンのレーザー冷却による分光分析法の開発(3)

Development of laser cooling and analysis on Sr isotope ions (3)

*鄭 京勲[1]、岩田 圭弘[1]、山本 和弘[1]、若井田 育夫[2]、宮部 昌文[2]、長谷川 秀一[1]

[1]東大院工、[2]原子力機構

東京電力福島第一原子力発電所の事故により漏洩した放射性物質である $^{90}$Sr は、その特性から分析の迅速化が要求されている。本研究ではレーザー共鳴イオン化とイオントラップ・レーザー冷却法を組み合わせた迅速分析装置を開発している。発表では本装置の開発の進捗状況について報告する。

**キーワード**:

ストロンチウム，共鳴イオン化質量分析法，レーザー冷却，イオントラップ，同位体分析

## １．緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故により漏洩する様々な放射性物質の中の一つである $^{90}$Sr は、β 崩壊により $^{90}$Y から $^{90}$Zr に変化する過程で大きな崩壊エネルギーを放つ特性を持つ。また Sr は Ca と同じアルカリ土類金属であり、その化学的性質が類似している。したがって人体に取り込まれると骨に沈着しやすく、その危険性が高い。さらに $^{90}$Sr の分析は、数週間を要することからその迅速化が望まれている。そこで我々は、レーザー共鳴イオン化質量分析法とイオントラップ・レーザー冷却法を用いた $^{90}$Sr の迅速測定の可能性を検討している。本発表では Sr 同位体イオンの捕獲及び分光のための装置開発と、同装置により実現された Sr 同位体イオンの分光結果について述べる。

## ２．実験

本装置は､以下の３つの要素から構成されている:（１）オーブンにより加熱された試料から原子ビームを、レーザーを用いて共鳴イオン化を行うイオン化部（２）イオン化部で生成されたイオンビームの質量分析を行い、トラップ部まで輸送する質量分析部（３）輸送されてきたイオンを電場により捕獲し、周波数制御された半導体レーザーでその冷却を遂行するトラップ部｡捕獲冷却されたイオンが発する蛍光は高感度 CCD カメラと、光電子増倍管により同時に観測される。

## ３．結果・考察

開発した分析装置の性能評価のため、まず本装置に Sr 試料を導入して、$Sr^+$のイオンビームが共鳴イオン化により正常に生成されるかをマイクロチャンネルプレートにより確認した。次に設置された四重極質量分析器が有効に働いているかについての評価も行った。さらに、質量分離されたイオンビームから Sr 同位体イオンをトラップ内に捕獲し、レーザーを用いて着目同位体だけを選択的に冷却することに成功した。また冷却効率を高くすることで捕獲イオンの結晶化も実現できた。レーザーにより冷却効率を高くしたことで、捕獲イオンの結晶化及び分光データを取得した。これらの結果を踏まえて、今後は装置の検出効率向上について検討する。そのため装置のイオン輸送効率を改善し、捕獲イオンが加熱される要因を抑えるための対策を施す。

---

*Kyunghun Jung[1], Yoshihiro Iwata[1], Kazuhiro Yamamoto[1], Ikuo Wakaida[2], Masabumi Miyabe[2] and Shuichi Hasegawa[1]

[1]Tokyo Univ., [2]JAEA.

# レーザー共鳴イオン化法によるストロンチウム同位体分析法の開発（4）

Development of resonance ionization mass spectrometry of Sr isotopes (4)

*宮部昌文[1]，大場正規[1]，赤岡克昭[1]，若井田育夫[1]，岩田圭弘[2]，鄭京勲[2]，長谷川秀一[2]
[1]原子力機構，[2]東京大学

レーザー共鳴イオン化質量分析法とイオントラップ計測法を組み合わせた放射性ストロンチウムの同位体分析のために、Sr 原子の多段階共鳴イオン化スキームやそのイオン生成量などについて調べた。
**キーワード：**共鳴イオン化質量分析法，ストロンチウム，ICE 法，リドベルグ系列

## 1. 緒言

福島第 1 原発事故に関わる放射能計測では、純β崩壊核種で、$^{90}$Zr などによる同重体干渉も生じる $^{90}$Sr の計測（放射化学的分析法、ICP 質量分析法）に、複雑で時間のかかる化学分離操作が求められることが問題となっている。本研究では、元素や同位体の原子構造の違いを利用して、特定同位体のみを高効率でイオン化できる多段階共鳴イオン化法と、イオンを長時間捕捉することで高感度な計測が可能なイオントラップ計測法を組み合わせることで、迅速かつ高感度な $^{90}$Sr 分析法の開発を目指している。本報告では、これまでに実施した分光実験によって得られた Sr の自動電離リドベルグ系列準位とその共鳴イオン化特性について述べる。

## 2. 実験と結果

真空度 1x10$^{-7}$torr の真空容器内で、試料を装荷したグラファイトチューブに約 40A を流して加熱し、Sr 原子ビームを発生させた。試料には Sr 標準溶液(和光純薬)100μL を蒸発乾固させた Ti フォイル試料を用いた。原子は３台の波長安定化半導体レーザーを用いて、下図のような isolated-core-excitation 法[1]による３段階共鳴イオン化スキームによりイオン化し、イオン量を四重極質量分析器でパルスカウント計測した。３段目のレーザー波長をスキャンして測定した $Sr^+$の $5p_{3/2}$ 準位に収束する自動電離リドベルグ系列のスペクトルを下図右に示す。リドベルグ電子が内殻の 5s→5p 電子励起に関与しない場合のピーク(Δn=0)と、主量子数が変化するサテライト構造が $Sr^+$の遷移波長（点線）近傍に観測され、従来から知られている $4d_{2/3,5/2}$ 準位に収束する系列に加え、$5p_{1/2,3/2}$ 準位に収束する系列の詳細な準位構造をはじめて明らかにすることができた。本研究では系列毎のイオン量の違いについても評価した。

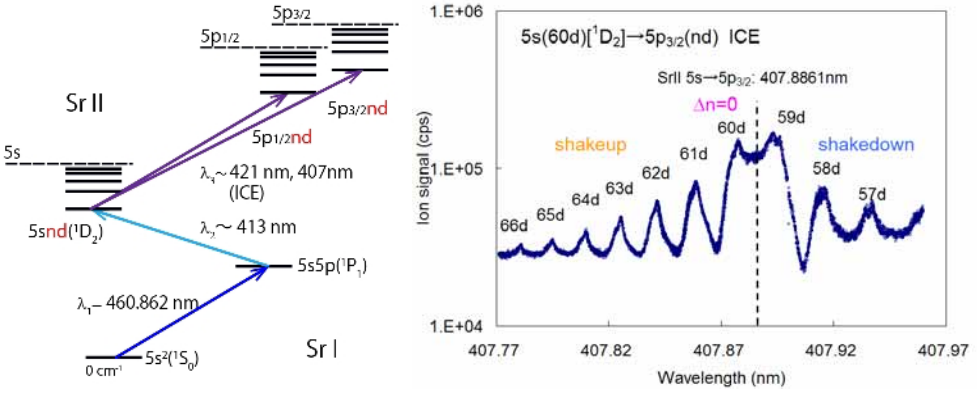



図 ICE 法によるイオン化スキームと $Sr^+$ $5p_{3/2}$ 準位に収束する自動電離系列

## 参考文献

[1] W. E. Cooke *et al* Phys. Rev. Lett. 40 (1978) 178-181

*Masabumi Miyabe[1], Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1], Yoshihiro Iwata[2], Kyunghun Jung[2], Shuichi Hasegawa[2]
[1]JAEA, [2]The University of Tokyo.

# 放射性 Zr 同位体のための高分解能共鳴イオン化分光法の開発

Development of High Resolution Resonance Ionization Spectroscopy for Radioactive Zr Isotopes

*松井 大樹[1,2]，Vincent Degner[1,3]，中村 敦[1]，齋藤 洸介[1]，Mikael Reponen[2]，大嶽 遼平[1]，
大橋 雅也[1]，Volker Sonnenschein[1,2]，富田 英生[1,2]，山崎 淳[1]，井口 哲夫[1]，Pascal Naubereit[3]，
Klaus Wendt[3]，坂本 哲夫[4]，園田 哲[2]，和田 道治[2]
[1]名古屋大学，[2]理化学研究所仁科加速器研究センター，
[3]ヨハネスグーテンベルク大学マインツ，[4]工学院大学

放射性 Zr 同位体の高分解能共鳴イオン化分光に向けて、高効率なイオン化スキームの開発に応用できるグレーティング型チタンサファイアレーザーを開発し、安定 Zr 同位体の高分解能共鳴イオン化分光を行った。

**キーワード**：Zr-93，共鳴イオン化，自動イオン化準位

**1. 緒言**　レーザー共鳴イオン化において十分に狭帯域な波長可変レーザーを用いることで、エネルギー準位毎の超微細構造や同位体シフトを区別した高分解分光が可能であり、同位体選択的イオン化による微量長半減期同位体の分析や不安定放射性核種のレーザー核分光に用いられる。本研究では、放射性 Zr 同位体の高分解能共鳴イオン化分光を念頭に、広範な連続波長可変域を持つグレーティング型チタンサファイア（Ti:Sa）レーザーを用いた高効率なイオン化スキームの開発と、狭帯域レーザーである注入同期型 Ti:Sa レーザーを用いた安定 Zr 同位体の高分解共鳴イオン化分光を行った。

**2. 広帯域スキャン用グレーティング Ti:Sa レーザーの開発**
高分解分光分析のためには、イオン化が容易なリュードベリ準位、または自動イオン化準位を経由したイオン化スキームを用いることが望ましい。そこで、これらの準位を探査するための広範な連続波長スキャンが可能なグレーティング型 Ti:Sa レーザーの開発を行った。Fig. 1 に概念図を示す。反射型グレーティングを Z 字型共振器内に配置し、1 次回折光を閉じ込めることによりレーザー発振を行った。レーザーの発振線幅は、共振器内にプリズムペアを配置して、グレーティングへのレーザーのビーム径を変化させることで調整した。基本波で 715~920 nm の連続波長可変域が得られ、共振器内に BBO 結晶（中心波長 745nm）を配置することで、第 2 高調波として 360~410 nm の連続波長可変域が得られた。

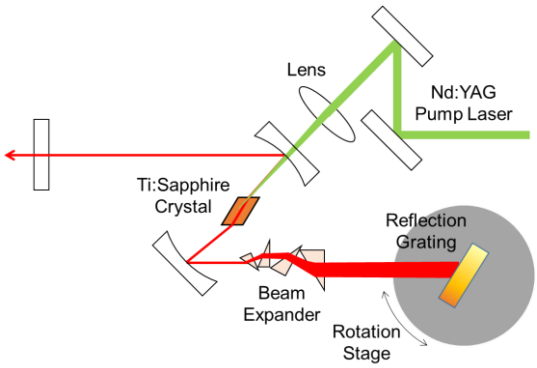



Fig. 1 グレーティング型 Ti:Sa レーザー

**3. 安定 Zr 同位体の高分解能共鳴イオン化分光**　Fig. 2 に Zr 高分解能共鳴イオン化分光の実験体系を示す。開発したグレーティング型 Ti:Sa レーザーを用いて自動イオン化準位を探索し、高効率なイオン化が可能な自動イオン化準位（Fig.2 参照）を選定した上で、安定 Zr 同位体の高分解能共鳴イオン化分光を行った。約 20 MHz の発振線幅を持つ注入同期型 Ti:Sa レーザーの第 2 高調波を励起用レーザー（1 段目）に使用し、標準型 Ti:Sa レーザーをイオン化用レーザー（2 段目）として 1 kHz で動作させた。Zr フィラメントを抵抗加熱することで得た Zr 原子に対して照射してイオン化し、飛行時間型質量分析計にて質量分離して検出した。Fig. 3 に、注入同期型 Ti:Sa レーザーの発振周波数と飛行時間に対する 2 次元ヒストグラムを示す。奇数核である $^{91}$Zr は超微細構造があるためピークが複数に別れ、幅広く分布されていることが分かる。今後、放射性 $^{93}$Zr の同位体選択的イオン化についての検討を進める予定である。

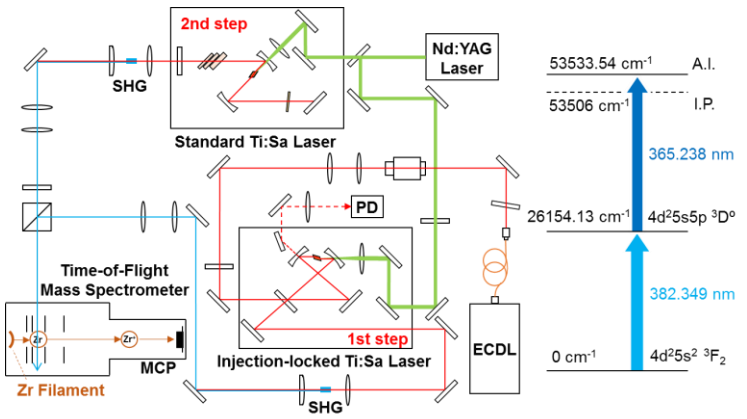



Fig. 2　実験体系

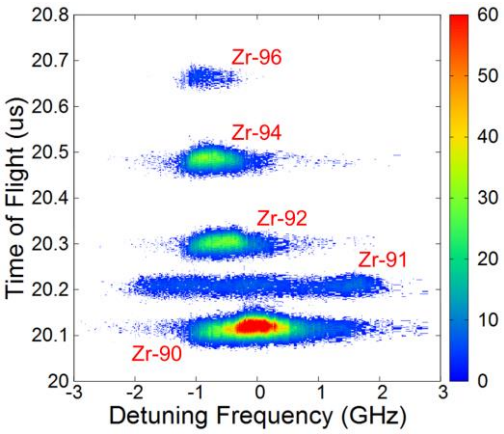



Fig. 3　Zr 高分解能共鳴イオン化分光

謝辞　本研究の一部は、JSPS 科研費 基盤(C)26420868、中部電力原子力安全技術研究所 公募研究（一般）の助成を受けて実施されました。

*Daiki Matsui[1,2], Vincent Degner[1,3], Atsushi Nakamura[1], Kosuke Saito[1], Mikael Reponen[2], Ryohei Otake[1], Masaya Oohashi[1], Volker Sonnenschein[1,2], Hideki Tomita[1,2], Atsushi Yamazaki[1], Tetsuo Iguchi[1], Pascal Naubereit[3], Klaus Wendt[3], Tetsuo Sakamoto[4], Tetsu Sonoda[2] and Michiharu Wada[2]

[1]Nagoya Univ., [2]RIKEN Nishina Center, [3]Johannes Gutenberg-University Mainz, [4]Kogakuin Univ.

# キャビティーリングダウン分光に基づく放射性炭素同位体分析システムの開発

Development of radioactive carbon isotope analysis system based on cavity ring-down laser spectroscopy

*富田英生[1], 寺林稜平[1], Volker Sonnenschein[1], 林 紀善[1], 佐藤 淳史[2], 井口哲夫[1], 金 磊[1], 山中 真仁[1], 西澤 典彦[1], 大原 利成[2], 橋爪 研太[2], 野沢 耕平[2]

[1]名古屋大学大学院工学研究科, [2]積水メディカル(株)創薬支援センター

超高感度なレーザー吸収分光法として知られているキャビティーリングダウン分光を用いた $^{14}C$ 分析プロトタイプシステムを構築し、$^{14}C$ 標識化合物を用いて $^{14}C$ 分析性能の評価を行った。

**キーワード**：放射性炭素($^{14}C$), レーザー分光, 微量同位体分析

## 1. 緒言

長半減期放射性炭素同位体（$^{14}C$）は、原子炉廃止措置で発生する廃棄物の余裕深度処分等で評価すべき主要な核種の一つである。また、生体中の薬物動態評価を行うマイクロドーズ試験などでは、トレーサーとして $^{14}C$ が用いられている。従来の加速器質量分析法や液体シンチレーションカウンティング法では、高アバンダンス感度・高スループット（バッチ試料の迅速な測定、または、連続モニタリング）・低コストを同時に満たすことは容易でなく、$^{14}C$ 分析の利用拡大に向けて分析法の高度化が求められている。そこで、本研究では光共振器内での多重反射を用いた超高感度なレーザー吸収分光であるキャビティーリングダウン分光法（Cavity Ring-Down spectroscopy: CRDS）を用いた分析システム（$^{14}C$-CRDS）の開発を行っている。$^{14}C$ 分析プロトタイプシステムを構築し、$^{14}C$ 標識化合物を用いて $^{14}C$ 分析性能の評価を行った。

## 2. $^{14}C$-CRDS システムの概要

$^{14}C$-CRDS システムの概要を Fig.1 に示す。分析対象試料を燃焼酸化し、試料中の炭素を $CO_2$ 化した後、分光ガスセルに導入する。気体分子の振動・回転準位は、それを構成する同位体の種類（質量）により僅かに異なるため、$^{14}C$ を含む $CO_2$（$^{14}CO_2$）の吸収線を $^{12}CO_2$ や $^{13}CO_2$ などと区別して光吸収量を測定できれば、$^{14}CO_2$ の分子数密度より $^{14}C$ の定量が可能である。ここで、極微量な $^{14}C$ に起因する光吸収量を増大させるために、高反射率ミラーで構成された光共振器内での多重反射を利用する。$^{14}CO_2$ の吸収線を区別できるほどの狭帯域な発振線幅を持つ連続レーザー光を光共振器に入射し、共鳴した時点で入射光を光遮断素子により遮断すると、光共振器からの透過光強度が指数関数的に減衰する。この減衰率 $\beta$ は光共振器内に光吸収物質（断面積: $\sigma$、数密度: $N$）が存在すると、増加する（$\beta=\beta_0+\sigma Nc$、c: 光速、$\beta_0$: 光共振器固有の減衰率）。減衰率 $\beta$ は数 $\mu$ s、つまり、実効的な光路長は数 km、であるため、高アバンダンス感度を有する分析システムを実現できる。

## 3. $^{14}C$ 分析プロトタイプシステムによる $^{14}C$ 分析

$^{14}C$ グルコース試料を用いて、$^{14}C$-CRDS プロトタイプシステムによる $^{14}CO_2$ 吸収スペクトルの測定を行った。結果を Fig.2 に示す。導入試料量に応じた $^{14}CO_2$ 吸収ピークの変化が確認され、検出限界量が見積もられた。今後、他分子の吸収線による干渉抑制のためのガス冷却システムの構築やレーザー光源・システムの安定化を行い、検出下限のさらなる向上と $^{14}C$ 定量手順の確立を目指す予定である。

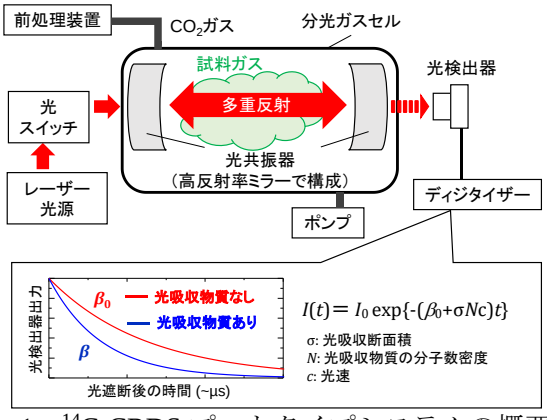



Fig.1 $^{14}C$-CRDS プロトタイプシステムの概要

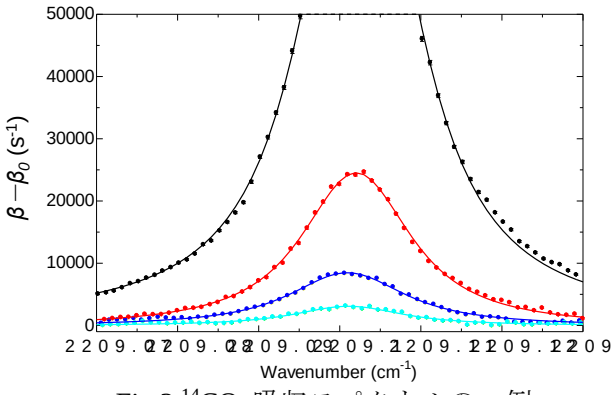



Fig.2 $^{14}CO_2$ 吸収スペクトルの一例

謝辞 本研究は、国立研究開発法人日本医療研究開発機構研究成果展開事業（先端計測分析技術・機器開発プログラム）による成果の一部である。

*Hideki Tomita[1], Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnenschein[1], Noriyoshi Hayashi[1], Atsushi Sato[2], Tetsuo Iguchi[1], Lei Jin[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Toshinari Oh-hara[2], Kenta Hashizume[2], and Kohei Nozawa[2]
[1]Nagoya Univ. [2]Sekisui Medical Co., Ltd. Drug Development Solutions Center

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:55 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [3B01-05] Physical properties of molten core materials

Chair: Takeshi Sonoda (CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [3B01] Physical properties of molten core materials

(1)Outline of study and methodology

*Shinsuke Yamanaka[1], Yuji Ohishi [1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] (1.Osaka University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [3B02] Physical properties of molten core materials

(2)Viscosity and density of $Al_2O_3$-ZrO2 Molten Materials Measured by Aerodynamic Levitation

*Yuji Ohishi[1], Florian Kargl[2], Fumihiro Nakamori[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1.Osaka University, 2.German Aerospace Center (DLR e. V.), 3.University of Fukui)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [3B03] Physical properties of molten core materials

(3)Density of Fe-B Molten Materials Measured by Electromagnetic Levitation

*Fumihiro Nakamori[1], Jürgen Brillo[2], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1.Osaka University, 2.German Aerospace Center, 3.University of Fukui)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [3B04] Physical properties of molten core materials

(4)Thermophysical properties of Zr-O liquid alloys measured by electrostatic levitation

*Toshiki Kondo[1], Yuji Ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Junpei Okada[2], Takehiko Ishikawa[3], Yuki Watanabe[4], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,5] (1.Graduate school of engineering, Osaka univ., 2.Institute of material research, Tohoku univ., 3.JAXA, 4.Advanced Engineering Services, 5.Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

### [3B05] Physical properties of molten core materials

(5)Thermal conductivity of Zr-Fe liquid alloys

*Yoshitaka Daijo[1], Yuji Ohishi[1], Toshiki Kondo[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,2] (1.Osaka Univ., 2.Univ. of Fukui)

10:45 AM - 10:55 AM JST | 1:45 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 炉心溶融物の物性評価
# (1) 研究概要と実験手法

Physical properties of molten core materials
(1) Outline of study and methodology

*山中 伸介[1,2]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1]
[1]大阪大学，[2]福井大学

炉心溶融物の流出挙動を正確に推測するためには、炉心溶融物の精度の高い物性データが必要となる。本研究の目的は、種々の浮遊溶融法を炉心溶融物へ適用し、非接触で物性を測定することにより、炉心溶融物の物性についての知見を得ることである。本発表では、研究と実験手法の概要について述べる。

**キーワード：**炉心溶融物，浮遊溶融法，物性測定

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故進展過程を精度良く予測するためには、炉心溶融物の流下移動挙動や拡がり挙動を正確に予測することが重要である。粒子法のような計算科学的手法の発達により、粘性や表面張力のような溶融物の物性を元に、溶融物の挙動を予測することが可能になりつつある。ここで問題となるのは、炉心溶融物の物性の研究例が極めて限られていることである。従来の物性測定方法では、容器を用いて溶融物試料を保持する必要がある。しかし炉心溶融物は非常に高温の酸化物の溶融物や、化学的活性の高い金属の溶融物から構成されているため、試料を保持する容器と試料との反応を避けることが難しく、精度良く物性を測定することが困難である。そこで本研究では、静電浮遊法やガス浮遊法、電磁浮遊法といった種々の浮遊法を適用し、非接触で炉心溶融物の熱物性を測定することを目的とした。

## 2. 実験方法概要

炉心溶融物としては、燃料棒やコンクリート由来の酸化物（$UO_2$, $ZrO_2$, $Al_2O_3$, CaO, $SiO_2$ etc.）、被覆管や構造材由来の合金（Zr, Fe, Ni, Cr etc.）、制御棒由来の化合物（Fe, B etc.）が挙げられる。浮遊法には一長一短があり、測定対象の性質に合わせて適した浮遊法を用いる必要がある。静電浮遊法はクーロン力を利用して試料を浮遊させる方法であり、金属の浮遊に適した手法であるため、合金系の炉心溶融物の物性測定に用いた。ガス浮遊法はノズルからガスを噴出させることで試料を浮遊させる手法である。ガスの成分を調整することで試料の還元を防ぐことができるために、酸化物の浮遊に適しており、本研究では酸化物系の炉心溶融物の物性測定に用いた。電磁浮遊法は高周波磁場によって試料に誘導電流を発生させ、ローレンツ力によって試料を浮遊させる方法である。不活性ガス雰囲気での浮遊が可能であるため、試料の蒸発を防ぐことができる。そこで、本研究では蒸気圧が大きく異なる元素からなる Fe-B の浮遊に用いた。

静電浮遊法やガス浮遊法では、浮遊した試料をレーザー加熱によって加熱溶融させる。電磁浮遊法では、誘導電流によって試料が加熱される。溶融した試料の物性としては、密度、粘性、表面張力が測定可能である。密度については、試料の質量と、溶融した試料の画像から見積もった試料の体積より導出した。また、液滴振動を励起し、振動の周波数や減衰を測定することで、粘性や表面張力を得た。

---

*Shinsuke Yamanaka[1,2], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], and Ken Kurosaki[1]
[1]Osaka Univ., [3] Univ. of Fukui

# 炉心溶融物の物性評価
# (2) ガス浮遊法を用いて測定した $ZrO_2$-$Al_2O_3$ 溶融物の粘性と密度

Physical properties of molten core materials

(2) Viscosity and density of $Al_2O_3$-$ZrO_2$ Molten Materials Measured by Aerodynamic Levitation

*大石 佑治[1]，Florian Kargl[2]，中森 文博[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1,3]

[1]大阪大学，[2]ドイツ航空宇宙センター，[3]福井大学

コアコンクリート反応では、コンクリートと炉心構成材が混合した溶融物が生成する。本研究では、コンクリートの成分の一つである $Al_2O_3$ と炉心溶融物の成分の一つである $ZrO_2$ が混合して溶融した $ZrO_2$-$Al_2O_3$ 溶融物にガス浮遊法を適用し、溶融物の密度や粘性を測定した。

**キーワード**：コアコンクリート反応，$Al_2O_3$-$ZrO_2$ 溶融物，ガス浮遊法，粘性，密度

## 1. 緒言

コアコンクリート反応(MCCI)では、コンクリート($Al_2O_3$, $SiO_2$, CaO)と炉心構成材($UO_2$, $ZrO_2$, Zr, Fe 等)が混合した溶融物が生成する。本研究では MCCI で生成する可能性のある溶融物の中でも $Al_2O_3$-$ZrO_2$ 溶融物に着目した。$Al_2O_3$-$ZrO_2$ は共晶系(共晶組成 $(ZrO_2)_{0.356}(Al_2O_3)_{0.644}$、共晶温度 1861 °C)であることから、本研究では共晶組成を選択し、近年ドイツ航空宇宙センターにおいて開発されたガス浮遊法と液滴振動法を組み合わせた熱物性測定方法[1]を適用して密度や粘性を測定した。

## 2. 実験

$(ZrO_2)_{0.356}(Al_2O_3)_{0.644}$ の組成となるように $ZrO_2$ と $Al_2O_3$ 粉末を混合し、1600 °C で 7 時間、空気中で焼結した。得られた焼結体から直径 2 mm 程度のサイズの小片を切り出し、$O_2$ を 10%程度混合した Ar ガスを用いてガス浮遊させた。試料は 2 台の $CO_2$ レーザー (出力 30 W) で加熱溶融し、音波によって液滴振動を励起した。試料をハイスピードカメラで撮影し、試料の輪郭から液滴振動の減衰係数を導出して粘性を計算した。

## 3. 結果・考察

図 1 に、測定した$(ZrO_2)_{0.356}(Al_2O_3)_{0.644}$ の粘性の温度依存性を $Al_2O_3$ の文献値[1]とともに示す。$(ZrO_2)_{0.356}(Al_2O_3)_{0.644}$ の粘性は温度と共に減少すること、また $Al_2O_3$ と比べて$(ZrO_2)_{0.356}(Al_2O_3)_{0.644}$ の粘性は高くなることが明らかとなった。

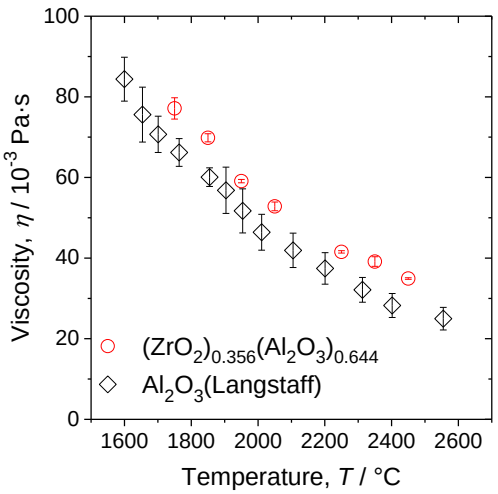



図 1 $(ZrO_2)_{0.356}(Al_2O_3)_{0.644}$ の粘性の温度依存性。

## 参考文献

[1] D. Langstaff, M. Gunn, G.N. Greaves, A. Marsing, F. Kargl, Rev. Sci. Instrum. 84 (2013).

---

*Yuji Ohishi[1], Florian Kargl[2], Fumihiro Nakamori[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] and Shinsuke Yamanaka[1,3]

[1]Osaka Univ., [2] German Aerospace Center, [3] Univ. of Fukui

# 炉心溶融物の物性評価
# （3）電磁浮遊法を用いて測定した Fe-B 溶融物の密度

Physical properties of molten core materials

(3) Density of Fe-B Molten Materials Measured by Electromagnetic Levitation

*中森 文博[1]，Jürgen Brillo[2]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1,3]

[1]大阪大学，[2]ドイツ航空宇宙センター，[3]福井大学

BWR 用制御棒の構成材料である $B_4C$ とステンレス鋼は、共晶反応により 1473 K 程度の比較的低温で溶融すると考えられている。本研究では、電磁浮遊法を用いて Fe-B を浮遊溶融させ、Fe-B 溶融物の密度を測定した。

**キーワード**：Fe-B 共晶反応，Fe-B 溶融物，電磁浮遊法，密度

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所で炉心溶融を起こした原子炉は沸騰型軽水炉（BWR）であり、炉心損傷の初期段階において制御材料である $B_4C$ が制御材料被覆材のステンレス鋼と共晶反応を起こすことで液相が生成すると考えられている [1)]。本研究では $B_4C$ とステンレス鋼の主成分がそれぞれ B と Fe であることから溶融 Fe-B 合金に着目した。溶融 Fe-B 合金は化学的活性が高い点と、Fe と B の蒸気圧が大きく異なる点から物性を測定することが非常に難しい。そこで、本研究では無容器法の中でも不活性ガス雰囲気での浮遊が可能であるため試料の蒸発を防ぐことができる電磁浮遊法を用いた。電磁浮遊法は、高周波磁場によって試料に誘導電流を発生させ、ローレンツ力によって試料を浮遊させる方法である。本発表では溶融 $Fe_{0.83}B_{0.17}$ 合金の密度に関して報告する。

## 2. 実験方法と結果

試料は Fe（純度 99.99%）と B（純度 99.9 %）を共晶組成（$Fe_{0.83}B_{0.17}$）になるように秤量した後、アーク溶解炉を用いて溶融することで、約 1 g のボタン状 $Fe_{0.83}B_{0.17}$ 合金試料を 2 個作製した。作製したボタン状試料を電磁浮遊させた後、誘導電流にて試料を溶融・加熱させた時の画像から見積もった体積と試料の質量から密度を算出した。$Fe_{0.83}B_{0.17}$ 合金の融点（共晶点）は 1445 K である。本研究で得られた溶融 $Fe_{0.83}B_{0.17}$ 合金の密度と温度の関係性を Fe 及び B 単体の報告例とともに図 1 に示す。$Fe_{0.83}B_{0.17}$ 合金の密度は、Fe と同程度であることがわかった。これらの密度と過剰体積の関係を評価する。

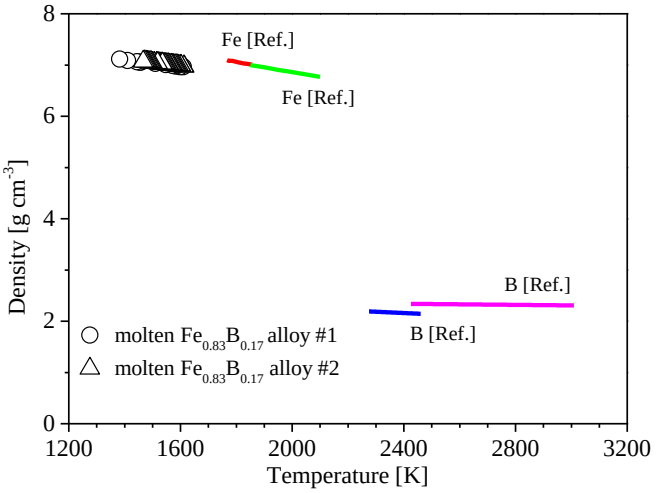



図 1　溶融 $Fe_{0.83}B_{0.17}$ 合金と溶融 Fe 及び B の密度

**参考文献**

[1] P. Hofmann, “Current knowledge on core degradation phenomena, a review,” *J. Nucl. Mater.* 270, 194–211 (1999).

*Fumihiro Nakamori[1], Jürgen Brillo[2], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] and Shinsuke Yamanaka[1,3]

[1]Osaka Univ., [2]German Aerospace Center, [3]Univ. of Fukui

# 炉心溶融物の物性評価
# (4) 静電浮遊法を用いて測定した Zr-O 溶融合金の熱物性

Physical Properties of Molten Core Materials
(4) Thermophysical Properties of Zr-O Liquid Alloys Measured by Electrostatic Levitation

*近藤 俊樹[1]，大石 佑治[1]，中森文博[1]，岡田 純平[2]，石川 毅彦[3]，
渡邊 勇基[4]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1,5]
[1]大阪大学，[2]東北大学，[3]宇宙航空研究開発機構，[4]エイ・イー・エス，[5]福井大学

ジルカロイ被覆管は原子炉運転中に冷却水との反応により表面に酸化膜を形成するが、冷却材喪失事故(LOCA)が起きると高温水蒸気雰囲気で被覆管の酸化が進み、中層では酸素を固溶したα相が形成される。このα-Zr酸素固溶体が溶融したZr-O溶融合金の粘性、表面張力および密度を静電浮遊法により測定した。

**キーワード：**酸化安定化α-Zr，溶融物，静電浮遊法，密度，粘性，表面張力

## 1. 緒言

αZrは酸素との親和性が高く、最大で酸素を30 at.%程固溶する。そのため、事故時には酸素を多量に固溶したα相が形成すると考えられている。酸素固溶αZrが溶融すれば、酸素を溶解したZr-O溶融合金が生成すると考えられる。本研究ではこのZr-O溶融合金に着目し、無容器法である静電浮遊法[1]によって試料を浮遊させ、試料と容器との反応という問題を解決した上でその熱物性を測定した。

## ２．実験

粉末ZrおよびZrO$_2$を$Zr_{0.9}O_{0.1}$および$Zr_{0.8}O_{0.2}$の組成となるように混合し、固相反応によって酸素固溶αZrを作製した。これらを約30 mgの小片に切断し、試料として用いた。各試料を静電浮遊炉に入れて浮遊させ、炭酸ガスレーザーを用いて加熱溶融を行った。浮遊中の試料をCCDカメラで撮影し、画像解析を行うことで推定した体積と、実験後に測定した試料の質量を用いて密度を算出した。また、上下電極に瞬間的な電圧変動を印加し、浮遊試料を振動させてその減衰の様子を観察する、液滴振動法を用いて試料の粘性および表面張力を測定した。

## ３．結果

図1に本研究で得たZr-O溶融合金の粘性の温度依存性を示す。$Zr_{0.9}O_{0.1}$の粘性は2080℃付近で6.3-6.6 mPa・sを示した。また、純Zrの文献値[2]と比較すると、溶融ZrにOが溶解することによって、粘性が増加することが示唆された。

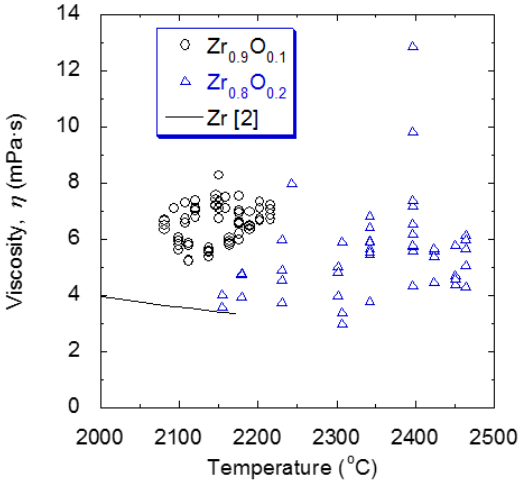



図1 Zr-O系溶融合金の粘性の温度依存性

## 参考文献

[1] W. Rhim, et al. Rev. Sci. Instrum. 1993; 64: 2961.
[2] T. Ishikawa, et al. Meas. Sci.Technol, 2012; 23: 025305.

* Toshiki Kondo[1], Yuji Ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Junpei Okada[2], Takehiko Ishikawa[3], Yuki Watanabe[4], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] and Shinsuke Yamanaka[1,5]
[1]Osaka Univ., [2]Tohoku Univ., [3]JAXA, [4]A.E.S Inc., [5]Univ. of Fukui

# 炉心溶融物の物性評価
# (5) Zr-Fe 溶融合金の熱伝導率

Physical properties of molten core materials

(5) Thermal conductivity of Zr-Fe liquid alloys

*大乗 孔威[1]，大石 佑治[1]，近藤 俊樹[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1,2]

[1]大阪大学，[2]福井大学

炉心構成材料に用いられる Zr と Fe は、共晶反応が起きるとシビアアクシデントの早期に溶融すると考えられている。本研究では、化学的な安定性の高いサファイア、ジルコニアを用いて Zr-Fe 溶融合金試料を保持し、レーザーフラッシュ法を用いて熱拡散率を測定することで Zr-Fe 溶融合金の熱伝導率を評価した。

**キーワード：**Zr-Fe 共晶反応，Zr-Fe 溶融合金，熱伝導率，レーザーフラッシュ法

## 1. 緒言

炉心構造材料である Zr と Fe は共晶反応により 927 ℃ で溶融するため、Zr-Fe 溶融物は炉心溶融物の中でも早期に生成すると考えられている。しかし、溶融 Zr が化学的に活性なために Zr-Fe 溶融合金の物性の測定は困難であり、物性の報告例は少ない。そこで、本研究では Zr-Fe 溶融合金の熱伝導率を評価することを目的とした。

## 2. 実験

Zr と Fe を共晶組成である $Zr_{0.76}Fe_{0.24}$ となるよう秤量し、アーク溶解炉を用いて合金を作製した。得られた合金を直径 10 mm, 厚さ 1 mm 程度の円筒形に成形し、図 1 に示す溶融試料用ホルダーを用いてレーザーフラッシュ法で熱拡散率を測定した。得られた熱拡散率から熱伝導率を算出した。レーザーフラッシュ法のホルダーには、化学的に安定であるサファイアとジルコニアを用いた。

## 3. 結果・考察

図 2 は $Zr_{0.76}Fe_{0.24}$ の熱伝導率を単体の Zr、Fe のものと比較したものである。この結果は、固体の Zr と Fe が共晶反応によって溶融し Zr-Fe 溶融合金が形成されれば、固体と比べて熱伝導率が低減することを示唆している。

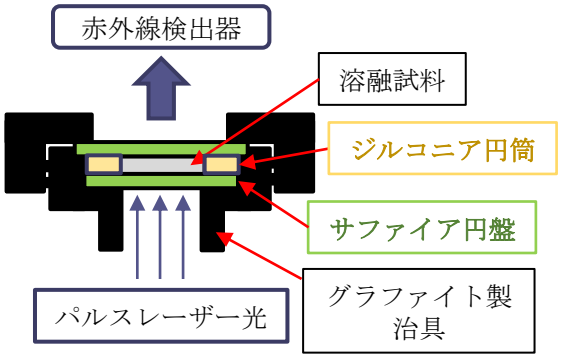



図 1 溶融試料用ホルダー

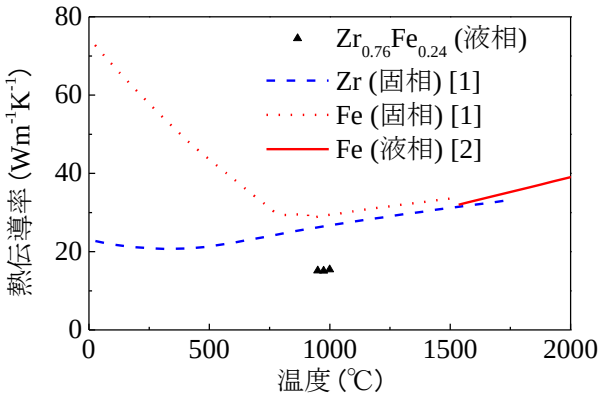



図 2 溶融 $Zr_{0.76}Fe_{0.24}$ の熱伝導率の温度依存性

**参考文献**

[1] C. Y. Ho, R. W. Powell and P. E. Liley, *J. Phys. Chem. Ref.* 1, 279, (1972).

[2] G. Pottlacher, *Journal of Non-Crystalline Solids*, 250-252, Part 1, 2, (1999).

*Yoshitaka Daijo[1], Yuji Ohishi[1], Toshiki Kondo[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] and Shinsuke Yamanaka[1,2]

[1]Osaka Univ., [2]Univ. of Fukui.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

Fri. Sep 9, 2016 10:55 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [3B06-09] MA fuel

Chair: Shinji Sasaki (JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

### [3B06] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

(4)Outline and main results

*Kosuke Tanaka[1], Takayuki Seki[1], Hiroshi Oka[1], Tetsushi Matsuda[2], Hiroaki Muta[3], Ken Sekioka[4], Daishiro Tokoro[4] (1.JAEA, 2.JFCC, 3.Osaka University, 4.IDC)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

### [3B07] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

(5)Analysis of densification process using numerical simulation of sintering

*Tetsushi Matsuda[1], Hiroaki Muta[2], Kosuke Tanaka[3] (1.Japan Fine Ceramics Center, 2.Osaka University, 3.Japan Atomic Energy Agency)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

### [3B08] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

(6)Evaluation of fuel properties for simulated MA containing oxide fuel

*Hiroaki Muta[1], Naoki Kato[1], Kosuke Tanaka[2], Tetsushi Matsuda[3], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,4] (1.Osaka University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Japan Fine Ceramics Center, 4.University of Fukui)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

### [3B09] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

(7)Estimation of fuel properties for large amount of simulated MA containing oxide fuel

*Naoki Kato[1], Hiroaki Muta[1], Kosuke Tanaka[2], Tetsushi Matsuda[3], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,4] (1.Osaka University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Japan Fine Ceramics Center, 4.University of Fukui)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# 微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究（4）研究内容及び主な成果

Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents
(4) Outline and main results

*田中　康介[1]，関　崇行[1]，岡　弘[1]，松田　哲志[2]，牟田　浩明[3]，関岡　健[4]，所　大志郎[4]
[1]原子力機構，[2]ファインセラミックスセンター，[3]大阪大学，[4]検査開発（株）

文部科学省原子力システム研究開発事業の一環で実施した「微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究」における研究内容の概要と主な成果を報告する。

**キーワード**：分離変換，マイナーアクチニド，酸化物燃料，燃料製造，物性評価

## 1. 背景・目的

分離変換技術は、多様なマイナーアクチニド（MA）リサイクル戦略の中の枢要技術であり、着実な研究開発の推進が求められている。MA リサイクルシステムの実用化には、適切な燃料製造技術の確立と高精度の燃料物性データの蓄積が必要不可欠である。本研究の目的は、製造技術や物性評価手法について課題が残されている高濃度 MA 含有酸化物燃料を対象として、焼結特性の向上を目指した燃料製造技術開発に資する基礎的な知見を得るとともに、各種物性データに及ぼす MA 含有の影響を明らかにすることにある。

## 2. 研究内容

本研究は、計算機シミュレーションによる焼結体微細構造の解析評価、ウランベースの燃料に模擬 MA を添加した試料における焼結特性評価及び物性評価、実 Am 含有酸化物燃料の試験研究からなる[1]。計算機シミュレーション、ウランベース燃料試験、MA 含有燃料を用いた実証試験での知見を効率的、効果的に融合させ、「原料粉末性状と焼結体相状態との相関関係の解明」、「MA 燃料製造技術の最適化手法の開発」、「各種物性に及ぼす高濃度 MA 添加の影響評価」の観点で研究を進めた。

## 3. 主な成果

モンテカルロ法を用いた計算機シミュレーションにより、MA 含有酸化物燃料の焼結特性を評価した。その結果、昇温速度の増大、二段焼結法の適用、二段焼結法後の再昇温を経る多段温度パターンからなる熱処理を施すことで、焼結体の緻密化が促進されることを予測した。この手法を実 Am 含有酸化物燃料に適用することで、従来法に比べて焼結性が向上することを実験的に明らかにした。また、模擬 MA、実 Am を含有する酸化物燃料焼結体を音速測定及び熱伝導率測定に供した。測定した音速からヤング率、剛性率を評価し、いずれの値も模擬 MA または Am の含有とともに線形に減少することがわかった。熱伝導率についても、模擬 MA 及び Am の含有により測定値が低下する傾向にあることを明らかにするとともに、緩和時間近似による解析を行った。MA 及び核分裂生成物（FP）元素及び酸素欠陥を含むときの熱伝導率を評価した結果、MA や希土類 FP など既知の原子量、イオン半径を含む酸化物燃料の熱伝導率を予測できる見通しを得た。

※本報告は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成 26～27 年度「微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究」の成果を含みます。

### 参考文献

[1] 田中康介、松田哲志、牟田浩明、他、日本原子力学会 2015 年秋の大会　J01～J03

*Kosuke Tanaka[1], Takayuki Seki[1], Hiroshi Oka[1], Tetsushi Matsuda[2], Hiroaki Muta[3], Ken Sekioka[4], Daishiro Tokoro[4]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Japan Fine Ceramics Center, [3]Osaka University, [4]Inspection Development Company

# 微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究 (5) 焼結シミュレーションによる緻密化解析

Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents
(5)Analysis of densification process using numerical simulation of sintering

*松田哲志[1]、牟田浩明[2]、田中　康介[3]
Tetsushi Matsuda, Hiroaki Muta, Kosuke Tanaka
[1]ファインセラミックスセンター、[2]大阪大学、[3]原子力機構

焼結時の組織発展を解析する計算機シミュレーションを用いて、酸化物燃料焼結体の微細組織と緻密化の関係を評価した。さらに酸化物燃料の高密度化をはかるための焼結プロセス最適化を検討した。

**キーワード：**酸化物燃料、二段焼結、焼結シミュレーション

## 1. 緒言

高濃度 MA 含有酸化物燃料の製造標準化をはかるため、酸化物燃料を高密度に焼結することが求められる。しかし、粉末成形体の焼結挙動（緻密化、粒成長）については、幾何学的配置が複雑になることから従来の基礎理論のみで解析することは不可能で、基礎理論を背景とした焼結に関する計算機シミュレーションが発展しつつある。計算機シミュレーションを用いることで、酸化物燃料の焼結プロセスを最適化し高密度化することを目的とする。

## 2. 研究方法

本研究では Potts モデルを基礎としたモンテカルロ法焼結シミュレーション（MC 法）を実施した。本手法を用いることで焼結初期から焼結後期までを一貫して解析することができ、緻密化・粒成長を解析することが可能となる。予め既存の $UO_2$ 焼結データを用いて、$UO_2$ 焼結に関する MC 法のシミュレーションパラメータを決定した。その後、その解析条件を用いて種々の昇温パターンについて、収縮曲線や密度ー粒径曲線を評価した。焼結過程で粒成長が生じることで、緻密化速度が低下することが知られている。このため、本研究では高密度化をはかるために二段焼結法を適用した。

## 3. 研究結果

図 1 に従来焼結法と二段階焼結法の違いを示す。これまでの二段焼結法は低温で長時間の熱処理が必要な手法である。本研究では $UO_2$ の高密度化をはかるとともに既存手法と同じ時間内で焼結を実施できるように昇温条件を最適化した。図 2 に従来昇温法と最適化された二段焼結法の焼結曲線（焼結シミュレーション結果）を示す。従来法に比べ、最適化された二段焼結法では密度-粒径曲線が右下にある。これは従来法に比べ緻密化の駆動力が高い状態で焼結が進行していることを示す。この昇温パターンにより高密度化が可能であることが示された。

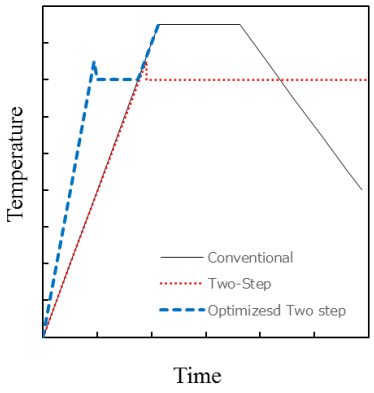



図 1　昇温プロファイル

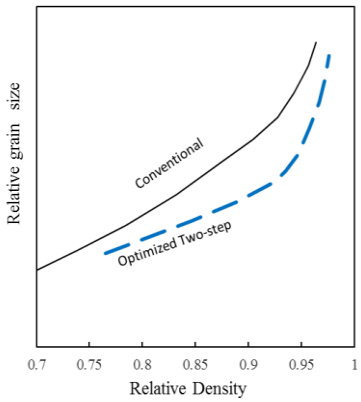



図 2　焼結シミュレーション結果（密度-粒径曲線）

本報告は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成 26～27 年度「微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究」の成果を含みます。

* Tetsushi Matsuda[1],　Hiroaki Muta[2],　Kosuke Tanaka[3]
[1]Japan Fine Ceramics Center, [2]Osaka University, [3]Japan Atomic Energy Agency

# 微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究（6）模擬 MA 含有燃料の物性測定

Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

(6) Evaluation of fuel properties for simulated MA containing oxide fuel

*牟田 浩明[1]，加藤 直暉[1]，田中 康介[2]，松田 哲志[3]，大石 佑治[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1,4]

[1]大阪大学，[2]原子力機構，[3]ファインセラミックスセンター，[4]福井大学

模擬 MA・FP として少量の希土類元素等を含む $UO_2$ 試料を作製し、その熱・機械的特性を評価した。特に熱伝導率について、緩和時間近似法により MA・FP 元素の添加効果を解析した。

**キーワード：**$UO_2$，熱伝導率，緩和時間近似法

## 1. 緒言

MA 含有酸化物燃料の炉内でのふるまいを予測するためには、その燃料物性の変化を精度よく評価する必要がある。この燃料物性のうち熱伝導率は、燃料中に生成する FP、粒径、O/M 比、照射欠陥など多くの因子によって変化するため、定量的な予測は難しく、緩和時間近似法等による解析手法の構築が望まれている。昨年度は $UO_2$ の熱伝導率がフォノン-フォノン散乱と粒界散乱だけでは説明できず、他の影響を評価する必要があることを報告した[1]。本研究では新たにフォノン-スピン散乱の考慮を試みた。

## 2. 実験

$UO_2$ 粉末に各種酸化物粉末を混合し、固相反応により固溶体粉末を合成した。その後放電プラズマ焼結法により高密度試料を作製し、シングアラウンド法による音速測定から弾性定数等を求め、またレーザーフラッシュ法による熱拡散率測定より熱伝導率を算出した。得られた結果および報告されている単結晶 $UO_2$ のデータとあわせ、緩和時間近似法による解析を行った。

## 3. 結果・考察

緩和時間近似法ではそれぞれの散乱源ごとに緩和時間を設定し、実験結果とフィッティングすることでパラメータを決定する。緩和時間とフォノンの速度をかけたものが平均自由行程となる。図 1 はそれぞれの散乱によるフォノンの平均自由行程を示している。フォノン-フォノン散乱が支配的であり、粒径を 20 μm と仮定したときの粒界散乱はごく低周波数（長波長）のフォノンのみを散乱する。スピン散乱は $6\times10^{12}$ $s^{-1}$ のフォノンだけを非常に強く散乱することがわかる。このスピン散乱を考慮することで、多結晶 $UO_2$ の熱伝導率の変化を説明することができた。

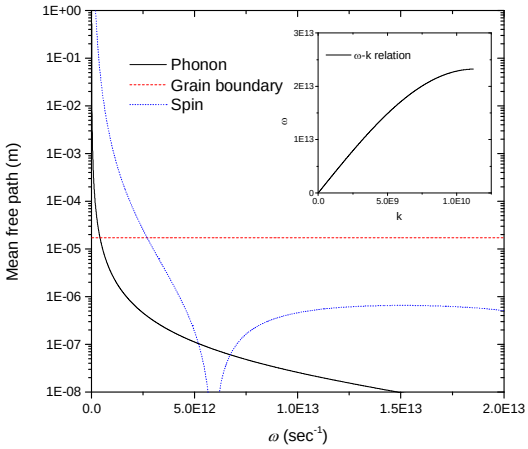



図 1　$UO_2$ におけるフォノンの平均自由行程

※本報告は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成 26～27 年度「微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究」の成果を含みます。

## 参考文献

［1］田中康介、松田哲志、牟田浩明、他、日本原子力学会 2015 年秋の大会　J01～J03

* Hiroaki Muta[1], Naoki Kato[1], Kosuke Tanaka[2], Tetsushi Matsuda[3], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1]

[1]Osaka University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Japan Fine Ceramics Center, [4]University of Fukui.

# 微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究
# （7）多量模擬 MA 含有燃料の物性予測評価

Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

(7) Estimation of fuel properties for large amount of simulated MA containing oxide fuel

*加藤 直暉[1]，牟田 浩明[1]，田中 康介[2]，松田 哲志[3]，大石 佑治[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1,4]
[1]大阪大学，[2]原子力機構，[3]ファインセラミックスセンター，[4]福井大学

10 %以上の多量の模擬 MA 元素を含む $UO_2$ 固溶体試料を作製し、その物性を評価した。この結果から多量の模擬 MA 元素を含む場合の物性の予測手法の導出を試みた。

**キーワード**：$UO_2$，熱伝導率，音速，緩和時間近似

## 1. 緒言

MA 含有酸化物燃料の物性を評価することは、分離変換技術の確立のために必要不可欠である。しかし、多量の MA が燃料物性に与える影響についての報告は少なく、また実験での評価も困難である。特に熱伝導率については、MA 元素の固溶や酸素欠陥、粒径などの因子によりその値が変化し、また個々の因子を定量的に評価することは難しい。そこで本研究では、緩和時間近似により各因子の影響を評価し、多量模擬 MA 含有燃料の熱伝導率を予測評価する手法を構築することを目的とする。

## 2. 実験方法

$UO_2$ 粉末と 10 at%以上の模擬 MA 元素を混合し、モリブデンヒーター炉にて 1600 ℃、10 時間、還元雰囲気で固相反応させ、固溶体粉末を作製した。その後、SPS にて焼結を行い、95 %T.D.以上の高密度試料を作製した。XRD で相状態及び格子定数を求め、シングアラウンド法で音速を測定し機械的特性を評価した。熱伝導率はレーザーフラッシュ法で得られた熱拡散率、試料密度、定圧比熱から算出し、気孔率補正を行うことで 100 %T.D.の熱伝導率を得た。その後、緩和時間近似により各散乱機構のパラメータを決定した。

## 3. 結果

図 1 に $UO_2$ 及び多量模擬 MA 含有 $UO_2$ の熱伝導率の実験値と解析結果を示す。模擬元素の固溶量及び酸素欠陥量の増加に伴い、熱伝導率が減少することを確認した。音速等の物性値の変化を考慮することで、元素が多量に固溶した系の熱伝導率の傾向を良く表現できることがわかった。以上より、緩和時間近似による高濃度模擬 MA 元素及び酸素欠陥を含む試料の熱伝導率の予測評価手法を構築した。

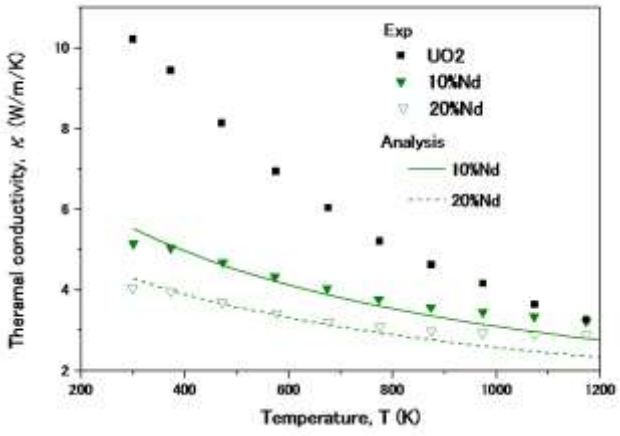



図 1　$UO_2$ 及び多量模擬 MA 含有 $UO_2$ の熱伝導率

※本報告は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成 26～27 年度「微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究」の成果を含みます。

*Naoki Kato[1], Hiroaki Muta[1], Kousuke Tanaka[2], Tetsushi Matsuda[3], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,4].
[1]Osaka University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Japan Fine Ceramics Center, [4]University of Fukui.

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Fuel Division

Fri. Sep 9, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [PL3B] Roadmaps of LWR Fuel-Related Issues for Safety Enhancement

Chair: Hiroaki Abe (Tokyo Univ.)

### [PL3B01] Improvement and Advancement of Fuel Reliability

*Mutsumi Hirai[1] (1.NFD)

### [PL3B02] Improvement in Reactor Physics and Thermal Hydraulics Methodologies for Reactor Core Design Evaluations

*Shigeaki Aoki[1] (1.MNF)

### [PL3B03] Development of Accident-Tolerant Fuels

*Tatsuya Hinoki[1] (1.Kyoto Univ.)

### [PL3B04] Interfaces of Roadmaps for Fuel Safety Enhancement

*Takeshi Makigami[1] (1.TEPCO HD)

核燃料部会セッション「核燃料関連の安全性向上に係る課題のロードマップの検討」

# (1) 燃料信頼性向上･高度化

(1) Improvement and Advancement of Fuel Reliability

*平井　睦[1]

[1]日本核燃料開発

## 1. 燃料信頼性向上・高度化に関する課題の抽出と整理

軽水炉燃料等の安全高度化のうち、燃料信頼性向上および高度化に関する項目は、設計・製造から運転、貯蔵に関する通常時、過渡時、DBA 時だけでなく、DEC を含む B-DBA、SA 時に至る広い分野にわたっており、核燃料部会においてアクシデントマネジメントの観点から、抽出した課題(1)~(3)並びに日本原子力学会標準委員会システム安全専門部会の下に設けられた「炉心燃料分科会」において既存の基準類の枠に囚われることなく安全設計の考え方を整理し、海外基準類、国内外の新知見を踏まえて抽出した相違点(4)を基に、安全対策の種類並びに深層防護レベルに対して各項目を分析し、必要に応じて新規項目を追加した。

安全対策の種類は、1)現状の安全課題、2)改良材料や燃料設計変更による安全性向上、3)コードや基準等の見直し、新規技術課題や未評価項目、未反映知見への取り組みによる安全評価の信頼性向上に分けられ、このほかにこれらをサポートする 4)要素技術/基盤技術の維持/向上、5)燃料の安全性向上及び高度化燃料の早期実用化のための許認可等の制度検討が挙げられ、これら安全を確保した上での 6)燃料の高度化に大別された。

深層防護レベルに関しては、a)Lv1～3 における材料や構造などハード改良による安全性向上、b)Lv1～3 における被覆管機械的破損に関する信頼性向上、c)Lv2 および Lv3 における NonLOCA 時の安全性向上/評価の信頼性向上、d)Lv3 における LOCA 時安全性向上/評価の信頼性向上、e)Lv3 におけるソースタームなどの事故時被ばく評価、f)Lv1～3 における燃料集合体/チャンネルボックスの安全性向上、g)Lv4 における SA 時燃料挙動に関わる評価の信頼性向上、h)Lv3,4 における SA 時の安全性向上燃料に分類した。

## 2. 今後の進め方

これらの項目について、達成目標時期（短期：2020 年、中期：2030 年、長期：2050 年)、並びに技術開発期間を検討することにより時間軸へ展開し、ロードマップを策定する。また、策定されたロードマップについて、適宜最新知見、最新状況を反映してローリングを行う予定である。

参考文献

(1) (独) 原子力安全基盤機構「原子力安全研究ロードマップの整備 2005 年 12 月

(2) 特別専門委員会「燃料高度化技術戦略マップ」、2007 年 7 月、核燃料部会「燃料高度化技術戦略マップ」2008 年 12 月他

(3) 核燃料部会「溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ」報告書（2013 年 12 月）

(4) 標準委員会レポート「発電用軽水炉型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書」2015 年 10 月

(5) 安全対策高度化技術検討特別専門委員会「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」2015 年 6 月

Mutsumi Hirai[1]

[1]NFD

核燃料部会セッション「核燃料関連の安全性向上に係る課題のロードマップの検討」

# (2) 炉心･熱水力設計評価技術の高度化

(2) Improvement in Reactor Physics and Thermal Hydraulics Methodologies for Reactor Core Design Evaluations

*青木　繁明[1]

[1]三菱原子燃料

## 「炉心・熱水力設計評価技術の高度化」に含まれる課題の概要

「炉心・熱水力設計評価技術の高度化」には、基盤となる「炉心・熱水力設計評価技術」があり、適用先としての「運転性能の高度化」及び「プラント運用技術、炉心設計管理の高度化」がある。

「炉心及び熱水力設計評価技術」は、通常及び事故時の炉心挙動評価の基盤技術である。これらの技術の信頼性向上は、通常運転での安全性に関しての説明性の向上、さらに、異常事象収束対策の信頼性向上に寄与すると考えている。特に、最適評価および不確かさ評価技術、また未臨界度測定を含む炉心解析結果を確認する実験技術の開発、炉物理計算には欠かすことができない核データの測定及び評価技術の維持、不確かさ評価の入力データとなる共分散データの整備を行い、炉心及び熱水力設計評価技術の高度化に資する内容となっている。

次に、「運転性能の高度化（事象進展抑制、停止機能、Ｌ／Ｆ等)」では、既設プラントの高稼働率運転、長期安定運転を実現するためには、炉心出力の向上や長期サイクル運転の導入により達成されると考えている。燃料濃縮度は増加の方向であり、過渡・事故時の事象進展を緩和する停止機能の向上や反応度制御能力を向上する技術の高度化が重要であり、負荷追従運転を含め、運転条件に即した現実的な安全余裕を定量的に把握し、運転管理に役立てることが重要である。本課題である運転性能の高度化に係る技術開発は、高稼働率・長期安定運転時の一層の安全性向上に資するものであり、「炉心・熱水力設計評価技術の高度化」の成果が反映される。

最後に、「プラント運用技術、炉心設計管理の高度化」では、原子力プラントの性能を最大限に活用し設備利用率を向上させるためには、出力向上や長サイクル運転といったプラント運用技術の高度化が有効であるとし、出力向上については、必要に応じてタービンや蒸気発生器等の設備拡張（それに伴う材料開発等の要素技術開発含む）や給水流量の測定精度改善、原子炉熱出力向上の安全評価技術の高度化等が必要と考えている。また、長サイクル運転や設備利用率向上のためには、燃料の高燃焼度化、状態監視の幅広い導入やリスク情報活用によるオンラインメンテナンス導入（作業員の負荷平準化等）などによる設備信頼性の向上が有効であるとしている。また、炉心構成要素（高燃焼度燃料、事故耐性燃料および制御棒等）の設計変更、原子炉の運転条件見直しに対し、運転上の制限を遵守し、安全余裕を確保した状態で原子炉の運転を行うためには、炉心設計、運用管理技術の高度化を継続的に推進していくことが必要であることを記載している。

## 「マイルストーンおよび目指す姿」について

上述の課題は、短期的には、「信頼性向上へ向けたプラント技術・運用管理の高度化」に関与し、中期的には、「既設プラントの高稼働運転と長期安定運転の実現」及び「事故発生リスクを飛躍的に低減する技術の整備」に関与するものである。

Shigeaki Aoki[1]

[1]MNF

核燃料部会セッション「核燃料関連の安全性向上に係る課題のロードマップの検討」

# (3) 事故耐性燃料の開発

(3) Development of Accident-Tolerant Fuels

*檜木 達也[1]

[1]京都大

東日本大震災における地震と津波、熊本地震のような連続的な大きな地震等、重畳的な事象も含めて将来の全ての事故を引き起こす要因を想定することは不可能である。事故耐性燃料・制御棒は、想定外の事象に起因する事故も含めて、固有安全性の向上により、最終的には炉心における事故発生リスクの飛躍的低減や事故拡大リスクの大幅な抑制を達成する概念である。要素技術として、炭化ケイ素(SiC)、改良ステンレス鋼(改良 SS)、改良ジルコニウム合金(改良 Zr 合金)、代替革新的燃料(被覆粒子燃料、トリウム燃料、炭化物燃料、窒化物燃料、シリサイド燃料、添加酸化物燃料)、改良制御棒の検討を行っている（表 1)。

表 1 各要素技術の安全性向上効果

| | 特長（事故時特性） | 事故の進展 LOCA ⟶ SA | | | | 事故進展抑制 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 冷却性 | 炉心溶融 | CV 破損 | FP 拡散 | 再臨界防止 |
| ①SiC | ・寸法安定性が高い・溶融点が高い<br>・水素発生が殆どない | ◎ | ◎ | ◎ | ◎ | − |
| ②改良 SS | ・寸法安定性が比較的高い・水蒸気反応が殆どないので反応熱、水素の発生も殆どない | ◎ | ○ | ○ | ○ | − |
| ③改良 Zr 合金 | ・水蒸気反応が殆どないので反応熱、水素の発生も殆どない | ○ | ○ | ○ | ○ | − |
| ④代替革新的燃料 | ・熱伝導度が高い・融点が高い<br>・FP 閉じ込めに優れる | ○ | ○〜◎ | ○〜◎ | ○〜◎ | − |
| ⑤改良制御棒 | ・燃料に先行して破損しない・水素発生が殆どない・制御材が燃料物質から分離しない | ○ | ◎* | − | − | ◎ |

◎：高い防止・抑制効果が期待される。○：防止・抑制効果が期待される。△：抑制効果が期待される。

＊：制御棒の先行溶融に対する高い防止・抑制効果が期待

短期的段階では、効果が高いと思われる革新的な候補技術の開発を活性化し、固有課題について技術成熟度を向上させると共に、革新技術導入による安全性向上効果の定量評価法を確立した上で、技術の最終的な達成目標と達成に至るまでの開発課題や開発ステップ、及び候補技術の選択の手法等を明確にする必要がある。共通基盤技術の開発では、照射データの蓄積や工学規模の性能検証試験等において、長期の開発期間や大きな費用が必要であり、短期的な段階からの戦略的な研究開発推進が重要となる。併せて、他の革新技術の導入と同様に、燃料設計、燃料製造技術、安全性評価だけでなく、炉心設計や炉心運用技術、さらに規格基準や規制も含めて、現行技術に対する高度化の開発要求を明確化し、かつ、それを分野横断的に認識共有する必要がある。この点についても短期的段階からの包括的な取組が重要となる。

中長期的段階では、短期的段階において技術選定した実用化技術に基づく、経済性のある燃料の設計、量産加工技術の開発、安全性評価手法の確立、安全性向上効果の検証、革新技術に対応した炉心設計や炉心運用技術の高度化及び規格基準や規制の整備、等を着実に進め、実用化までに必要な開発期間と得られる効果を適切に評価し、適宜技術導入していくことで、段階的に炉心の事故耐性性能を向上させていく。

規格基準や規制、技術評価、共同照射試験、材料ベンチマーク試験、等に係る国際協力の枠組みにおいて、他国をリードする人材と技術レベルを伴って、国際的な原子力安全の向上を主導していく必要がある。

Tatsuya Hinoki[1], [1]Kyoto Univ.

核燃料部会セッション「核燃料関連の安全性向上に係る課題のロードマップの検討」

# (4) 燃料安全高度化ロードマップのインターフェース

(4) Interfaces of Roadmaps for Fuel Safety Enhancement

*巻上　毅司[1]

[1]東京電力 HD

## １．燃料安全高度化ロードマップのインターフェース

現在、核燃料関連の安全性向上に係る課題の検討を進めているが、これを継続的な軽水炉安全技術の向上に結び付けるためには、軽水炉安全技術・人材ロードマップ(1)とのインターフェースを確立し、軽水炉等の安全性向上に係る課題として体系的に位置づけていくことが必要である。

軽水炉安全技術・人材ロードマップは平成 27 年 6 月に策定され、今後ローリングが行われるが、ローリングにおいて特に燃料安全高度化とのインターフェースを意識すべき個別課題として、「安全解析技術の高度化」と「使用済燃料の安全評価技術の高度化」があげられる。前者は燃料・炉心を内包する原子炉システムの安全解析、後者は使用済燃料を内包する貯蔵・輸送設備の安全評価の高度化に係るものである。

## ２．安全解析技術の高度化(2)

現行の許認可用安全コードは、保守的な条件及び手法を原則としているが、物理現象に即した安全余裕の内訳に係る説明性に改善の余地があり、国際的な水準から見ても最新化の必要がある。また、過酷事故解析コード等の高度化は、主に海外での事故事象模擬試験等の知見をモデル化することで進められてきたが、福島第一原子力発電所事故事象の検証などを進めていくためには、モデルの高度化に資する試験を実施すると共に、海外と連携して過酷事故解析コードのモデルに反映していく必要がある。

## ３．使用済燃料の安全評価技術の高度化(2)

原子力発電所などの使用済燃料プールについては、冷却機能の喪失によるプール水位の低下、燃料の温度上昇に起因した燃料破損、それに続く再臨界等の発生防止のため、注水強化等の安全対策が求められ、取り組みが進められている。通常時の安全性向上を図りつつ、燃料破損などが発生した場合にも、その影響を最小限に緩和するための燃料貯蔵方法について検討を進め、原子炉、使用済燃料プール、使用済燃料乾式貯蔵設備などの安全対策に反映することが望まれる。

## ４．今後の進め方

上述の課題は、短期的には「事故発生リスク低減・更なる安全性向上の実施」及び「信頼性向上へ向けたプラント技術・運用管理の高度化」、中期的には「既設プラントの高稼働運転と長期安定運転の実現」などに関連するものであり、今後のローリング活動を通じて、燃料安全高度化に着目して抽出された課題を、安全解析・安全評価の高度化に反映していく。

参考文献

(1) 安全対策高度化技術検討特別専門委員会「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」2015 年 6 月

(2) 安全対策高度化技術検討特別専門委員会 活動報告書 資料 3 「課題調査票」2015 年 5 月

Takeshi Makigami[1]

[1]TEPCO HD

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 3:35 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [3B10-12] Molten fuel, FP behavior

Chair: Kosuke Tanaka (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [3B10] Leaching tests of TMI-2 debri samples and LWR spent fuels

Release behavior of nuclides under pure-water, boric acid water, and sea water (Part 1)

*Takeshi Sonoda[1], Kenta Inagaki[1], Takanari Ogata[1], Daniel Serrano-Purroy[2], Jean-Paul Glatz[2], Vincenzo Rondinella[2] (1.CRIEPI, 2.ITU)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [3B11] Synthesis of $CeO_2$ based simulated fuel containing CsI to evaluate the release behavior of Cs and I

*Yuki Takamatsu[1], Ken Kurosaki[1,2], Hiroto Ishii[1], Masahiko Osaka[3], Kunihisa Nakajima[3], Shuhei Miwa[3], Fidelma Giulia Di Lemma[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Shinsuke Yamanaka[1,4] (1.Osaka Univ., 2.JST PREST, 3.Japan Atomic Energy Agency, 4.Univ. of Fukui)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [3B12] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

(4)Effect of solid surface morphology on melting behavior of CsI

*Hiroto Ishii[1], Ken Kurosaki[1,2], Yukihiro Murakami[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[3], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1.Osaka Univ., 2.JST PRESTO, 3.Univ. of Fukui)

---

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

# TMI-2 燃料デブリ試料と使用済燃料試料を用いた浸出試験
## ― 純水・ホウ酸水・海水中での核種の浸出挙動（その１）―

Leaching tests of TMI-2 debri samples and LWR spent fuels

― Release behavior of nuclides under pure-water, boric acid water, and sea water (Part 1) ―

*園田 健[1]，稲垣 健太[1]，尾形 孝成[1], D. Serrano-Purroy[2], J. –P. Glatz[2], V. V. Rondinella[2]

[1]電中研，[2]超ウラン元素研（現 NSS）

シビアアクシデント時に破損・溶融した燃料からホウ酸や海水を含む水への浸出挙動を調べるために、TMI-2 燃料デブリ試料と使用済燃料試料の浸出試験を行った。核種の浸出挙動に及ぼす溶液の違いや、核種毎の浸出挙動の傾向を明らかにした。

**キーワード**：核燃料、シビアアクシデント、TMI-2 燃料デブリ、ホウ酸水、浸出試験

### 1. 緒言

軽水炉でシビアアクシデントが発生した場合、炉心冷却のための緊急措置として海水やホウ酸水を含む冷却水が使用される可能性があるが、冷却材中に海水成分やホウ酸水が含まれる場合の破損・溶融燃料からの核分裂生成物およびアクチニドの浸出特性は殆ど明らかになっていない。また破損した燃料から燃料貯蔵プールの冷却水への浸出挙動に関するデータも少ない。本研究は TMI-2 デブリ試料と使用済燃料試料について異なる水環境での浸出試験を実施し、燃料中の各元素の浸出特性を調査した。

### 2. 実験方法

試験は超ウラン元素研(ITU)のホットセル内で行った。試験試料は、54GWd/tHM まで照射した BWR 燃料棒の輪切り試料（被覆管付）、および事故後の TMI-2 から採取され ITU に保管されていた 2 種類の燃料デブリ（中央コア・下部クラスト）を使用した。使用済燃料は室温にて 50cc の純水および実海水に浸漬し、燃料デブリ試料は純水およびホウ酸水(2g/L)に浸漬し、各々252 日および 351 日まで継続実施した。採取した溶液は 1mol/L の硝酸水で希釈後に ICP-MS 測定を行った。

### 3. 結果および考察

#### 3-1. 使用済燃料から純水・実海水への浸出試験

浸漬前の試料中に含まれる核種の初期含有量に対する見かけの浸出量割合(FIAP)および各元素の FIAP 値を U の FIAP 値で除した FNU 値を評価し、各核種の浸出挙動を明らかにした（表 1）。Rb, Sr 等は FNU 値が 1 より大きく、主な浸出源が粒界やボイドなどの溶液と接触し易い位置に形成された析出相などであることが示唆された。

表1 使用済燃料と海水の浸出試験で得られた、試験開始から252日時点におけるそれぞれの核種のFNU値の傾向

| FNU値 | 元素 |
|---|---|
| FNU値>1 | Rb、Sr、Mo、Tc、Cd、Cs、Ba |
| FNU値≒1 | Pd、Np、(U) |
| FNU値＜1 | Y、Zr、Ru、Rh、La、Ce、Pr、Nd、Pm、Sm、Pu、Am |

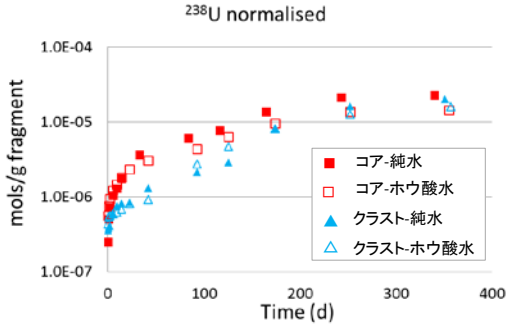



図1 燃料デブリ試料を純水またはホウ酸水に浸漬した際の、浸出Uの累計量を試料重量で規格化した値の時間変化

#### 3-2. TMI-2 燃料デブリから純水・ホウ酸水への浸出試験

TMI-2 燃料デブリ（中央コア・下部クラスト）を純水・ホウ酸水に浸漬した際の溶液中に浸出した U-238 の累積量を試料重量で規格化した値の時間変化を図 1 に示す。各核種の比較を行った結果、幾つかの核種を除き純水とホウ酸水で浸出挙動に大きな違いは無く、ホウ酸の添加がデブリからの核種の浸出挙動に大きく影響しないことが示唆された。

*Takeshi Sonoda[1], Kenta Inagaki[1], Takanari Ogata[1], D. Serrano-Purroy[2], J. –P. Glatz[2], and V. V. Rondinella[2]

[1]CRIEPI., [2]JRC-ITU (currently NSS).

# Cs 及び I の放出挙動評価を目的とした CsI-$CeO_2$ 模擬燃料の作製

Synthesis of $CeO_2$ based simulated fuel containing CsI to evaluate the release behavior of Cs and I

*高松佑気[1]，黒崎健[1,2]，石井大翔[1]，逢坂正彦[3]，中島邦久[3]，三輪周平[3]，F.G. Di Lemma[3]，
大石佑治[1]，牟田浩明[1]，山中伸介[1,4]
[1]大阪大学，[2]JST さきがけ，[3]日本原子力研究開発機構，[4]福井大学

揮発性核分裂生成物を含有した模擬燃料の作製方法を確立することを目的として、ヨウ化セシウム（CsI）を含有させた二酸化セリウム（$CeO_2$）を母材とする模擬燃料を、放電プラズマ焼結（SPS）を用いて作製した。

**キーワード**：シビアアクシデント，二酸化セリウム，セシウム，ヨウ素，放出挙動，模擬燃料

## 1. 緒言

シビアアクシデント時のソースターム評価の精度向上のためには、セシウム（Cs）及びヨウ素（I）等の核分裂生成物（FP）の燃料中からの放出挙動を把握することが重要であるが、これらの放出挙動は完全には解明されていない。FP の放出挙動評価のためのデータは照射済燃料により得られているが、放出挙動を解明するには模擬燃料を用いた体系的な FP 放出データの取得が必要である。しかしながら、Cs や I などの揮発性 FP を含有する模擬燃料の作製は困難であった。なぜなら、高温下で長時間の保持を必要とする常圧焼結等の焼結法において、これらの FP は焼結中に容易に揮発してしまうためである。

本研究では、従来の焼結法より短時間で焼結が可能な SPS を用いて Cs と I の代表的な化合物である CsI を含有した模擬燃料を作製した。尚、模擬燃料の母材には二酸化ウラン（$UO_2$）の代替物質として、比較的扱いやすい $CeO_2$ を採用した。

## 2. 実験

CsI の添加量を 5.0 mol%となるように $CeO_2$、CsI を秤量し、SPS による短時間焼結を行った。焼結体中の CsI の有無、及びその性状を確認するため X 線回折法（XRD）を用いた試料同定と、電界放射型走査型電子顕微鏡／エネルギー分散型 X 線分光法（FE-SEM/EDX）による組織観察及び元素分析を行った。

## 3. 結果

図 1 に、5.0 mol%の CsI を添加した $CeO_2$ 焼結体の破断面の SEM 画像及び元素マッピングの結果を示す。この図から数ミクロン程度の大きさの CsI が $CeO_2$ 母相中にほぼ均一に分散して存在していることが確認された。また、XRD 測定結果からも CsI 相の存在が明確に確認された。本研究によって、Cs 及び I の放出挙動を評価するために必要な CsI-$CeO_2$ 模擬燃料の作製に成功した。

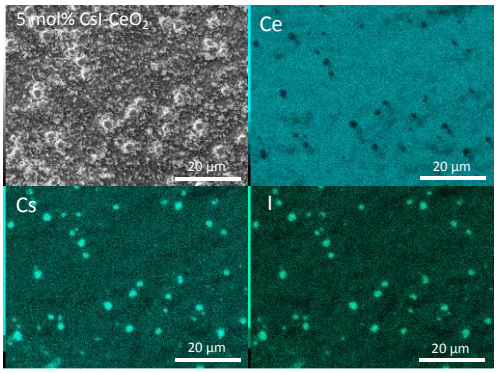



**図 1**　試料破断面の SEM 画像と元素マッピング結果

*Yuki Takamatsu[1], Ken Kurosaki[1,2], Hiroto Ishii[1], Masahiko Osaka[3], Kunihisa Nakajima[3], Shuhei Miwa[3], F.G. Di Lemma[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1] and Shinsuke Yamanaka[1,4]
[1]Osaka Univ., [2]JST PRESTO, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]Univ. of Fukui

# 表面・界面効果を考慮した溶融燃料中の揮発性核分裂生成物の挙動評価
# （4）CsI の溶融物性に及ぼす固体表面形態の影響

Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

(4) Observation of molten CsI behavior on yttria-stabilized zirconia

*石井大翔[1]，黒崎健[1,2]，村上幸弘[3]，大石佑治[1]，牟田浩明[1]，宇埜正美[3]，山中伸介[1,3]

[1]大阪大学，[2]JST さきがけ，[3]福井大学

表面が平滑なイットリア安定化ジルコニア(YSZ)の単結晶表面と、表面に粗さを有する YSZ 多結晶体の表面のそれぞれで、ヨウ化セシウム(CsI)、三酸化二ホウ素($B_2O_3$)の溶融試験を行った。溶融した CsI 液相と $B_2O_3$ 液相の濡れ性を評価することで、固体の表面形態が CsI と $B_2O_3$ の溶融物性に与える影響を評価した。

**キーワード**：濡れ性，イットリア安定化ジルコニア，ヨウ化セシウム

## 1. 緒言，実験方法

主要な揮発性核分裂生成物であるセシウム(Cs)とヨウ素(I)の燃料からの放出挙動を明らかにすることは、シビアアクシデント時のソースターム評価の精度向上に貢献する。これまでの研究で、CsIが固体表面で溶融した際に、極めて良好に濡れ広がることが確認されている[1]。本研究では、固体の表面形態が、溶融物の濡れ性に与える影響に着目した。固体表面での濡れ性は、Youngの式（$\gamma_{SV}=\gamma_{LV}\cos\theta+\gamma_{SL}$，$\gamma_{SV}$:基板の表面エネルギー、$\gamma_{LV}$:融体の表面張力、$\gamma_{SL}$:界面エネルギー、θ:接触角）のつり合いを考えた際には、$\gamma_{SV}$や$\gamma_{SL}$の大小関係で考えることができる。YSZ表面と$B_2O_3$液相との間で$\gamma_{SL}$が同じであると仮定した際には、濡れ性は$\gamma_{SV}$の大小関係で決定されると考えられる。YSZの単結晶と多結晶の$\gamma_{SV}$を比較すると、$B_2O_3$融点での$\gamma_{SV}$がYSZ多結晶と比較して大きいYSZ単結晶の面方位(100)表面における液相の接触角が、相対的に小さくなると予想される[2][3]。この予想を検証するため、アルゴン雰囲気下、20 [℃/min]の昇温速度で、$B_2O_3$とCsIをYSZ(100)とYSZ多結晶それぞれの表面で加熱、溶融させた。溶融した$B_2O_3$液相とCsI液相の外観を直接観察することで $\theta$ を測定した。

## 2. 結果，考察

YSZ (100)上と YSZ 多結晶で溶融した $B_2O_3$ 液相の外観を Fig. 1.に示す。YSZ(100)表面と $B_2O_3$ 液相との接触角の平均は 36.2 [deg.]と測定された。一方で、YSZ 多結晶表面での接触角の平均は 18.4 [deg.]と測定された。予想とは逆に、$\gamma_{SV}$ の値が大きい YSZ(100)の接触角が YSZ 多結晶体での接触角よりも大きく測定された。この結果は、固体表面の粗さが $B_2O_3$ 液相の接触角，ひいては溶融物の濡れ性に影響したためと考えられる。尚、CsI 液相は YSZ (100)上と YSZ 多結晶の双方で高い濡れ性を示した。

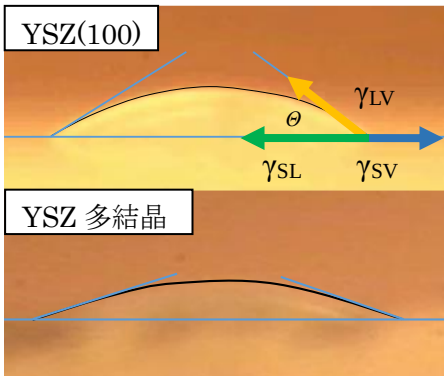



Fig. 1. $B_2O_3$ 液相の外観写真.

本研究は、文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブにより実施された「表面・界面効果を考慮した溶融燃料中の揮発性核分裂生成物の挙動評価」の成果を含みます。

**参考文献**

[1] 黒崎健, JST, 文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ, 240404, http://www.jst.go.jp/nuclear/research/240404.html.

[2] Xin Xia, Ph.D. diss., P.119, U.C.L. (2010).

[3] A. TSOGA *et al.*, Journal of Material Science, Vol. 31, 5409-5413 (1996).

* Hiroto Ishii[1], Ken Kurosaki[1, 2], Yukihiro Murakami[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[3] and Shinsuke Yamanaka[1, 3]

[1]Osaka Univ., [2]JST PRESTO, [3]Univ. of Fukui

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

Fri. Sep 9, 2016 3:35 PM - 5:00 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 6:35 AM - 8:00 AM UTC | Room B Kumume City Plaza - Gallery 1

## [3B13-17] Liquid fuel, MOX fuel

Chair: Hiroaki Muta (Osaka Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

### [3B13] Game Changing Potential of Liquid Fuel in Nuclear Industry

*Moto yasu Kinoshita[1,2], Fumihiro Chiba[2], Takashi Watanabe[2,3], Tsuyoshi Iwashita[4], Kazuro Furukawa[5], Masaaki Furukawa[2] (1.Univ. of Tokyo, 2.TTS inc, 3.NIFS, 4.ES Technology, 5.KEK)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

### [3B14] Realization of Liquid Nuclear Fuel in Halden Reactor; Irradiation Rig Performance

*Takashi Watanabe[1], Motoyasu Kinoshita[1,2], Fumihiro Chiba[1], Tsuyoshi Iwashita[3], Kazuro Furukawa[1,4], Masaaki Furukawa[1], Hartmann Christian[5], Karlsen Jon-Martin[5], Beere William[5], Hansen Jorn-Harald[5] (1.Thorium Tech Solution inc., 2.U.Tokyo, 3.ESTEX, 4.KEK, 5.IFE)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

### [3B15] Effect of atmosphere on sintering behavior of $(U,Ce)O_2$

*Shinya Nakamichi[1], Shun Hirooka[1], Masato Kato[1], Takeo Sunaoshi[2], Andrew Nelson[3], Kenneth McClellan[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection Development Company Ltd, 3.Los Alamos National Laboratory)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

### [3B16] Oxygen potential representation of $(U,Pu)O_2$

*Masato Kato[1], Masashi Watanabe[1], Hiroki Kato[1], Masahiko Machida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

### [3B17] Restructuring behavior of annular irradiated fuel

*Shinji Sasaki[1], Misaki Isozaki[2], Akihiro Ishimi[1], Koji Maeda[3] (1.Fuels Monitoring Section, Fukushima Fuels and Materials Department, Oarai R&D Center, JAEA , 2.Alfa-Gamma Section, Fukushima Fuels and Materials Department, Oarai R&D Center, JAEA , 3.Materials Monitoring Section, Fukushima Fuels and Materials Department, Oarai R&D Center, JAEA)

4:50 PM - 5:00 PM JST | 7:50 AM - 8:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# 液体燃料の導入でもたらされる原子力の未来

Game Changing Potential of Liquid Fuel in Nuclear Industry

*木下幹康[1,2]，千葉文浩[2]，渡邉崇[2,3]，岩下強[4]，古川和朗[5]，古川雅章[2]
[1]東大，[2]TTS inc.，[3]核融合研，[4]イーエステクノロジーズ，[5]高エネ研

We will discuss what can be possible if we introduce liquid nuclear fuel in the present nuclear industry. First principle induces superiority of liquid phase against solid phase in chemical processing, Utilization of liquid fuel in reactor core, even partially, give potential to change total-system scenario of nuclear fuel and waste management.

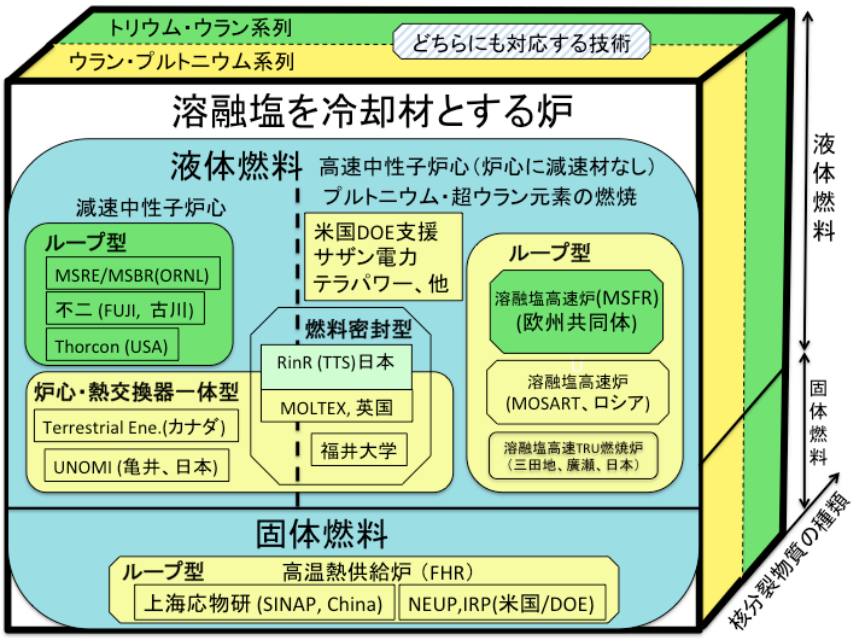
**キーワード：液体原子燃料、溶融塩、フッ化物、Liquid Nuclear Fuel, Molten Salt, Fluoride**

第一原理から出発して、液体と固体の違い、そして液体燃料（原子燃料）が何をもたらすかを考える。液体は原子分子のレベルで互いの空間的位置を交換できる。すなわち工学的な時間空間スケールで相互拡散が起き得る、速度論的に固体とはおおきく異なる世界にある。化学工学的視点からは反応速度が、気体には劣るが固体よりもはるかに速い。機械工学的視点からは、その形状が自由に変化し、密度が気体よりもはるかに高く固体とほぼ同等であり、工業的なマスフロープロセス、熱や物質の輸送をコンパクトに実現できる。以上が前世紀に、石炭から石油へと工業における主役が移り変わっていった所以である。

では燃料を液体にする、液体で核エネルギーを解放する、そうすることで原子力の世界で何ができるか？それが本論における問いである。

その変化を一言で言えば、**原子炉が機械工学的プラントから化学工学的プラントになる**、事である。

さらに一段掘り下げると、Enrico Fermi による予言として記録されているが、原子力特有の学問分野、すなわち炉物理と放射能、これを社会の問題として言い換えれば核兵器と放射性物質のマスプロダクション、それらとどう取り組むかという課題に直面する [1]。




3·11 東日本大震震災・原子力事故の５年後、2016 年、今現在の日本が、そして世界が直面している原子力の問題、それらに対して液体の原子燃料を導入することが何をもたらすかについては、左の、液体燃料そして溶融塩をどのように用いるかという図、加えて既存の原子炉に液体燃料を部分的に導入するケースも加えて、会場でお話しすることとしたい。

**参考文献**

[1] Alvin. M. Weinberg, “The First Nuclear Era, ” AIP Press, 1944.

*Motoyasu Kinoshita[1,2], Fumihiro Chiba[2], Takashi Watanabe[2,4], Tsuyoshi Iwashita[3], Kazuro Furukawa[5], Masaaki Furukawa[1], (1.UT(RACE), 2.TTS inc, 3.ES Technology, 4.NIFS, 5.KEK)

# ハルデン炉での液体燃料実現のための照射リグ開発（その２）

Realization of Liquid Nuclear Fuel in Halden Reactor, Irradiation Rig Performance

*渡邉 崇[1], 木下幹康[1,2], 千葉文浩[1], 岩下 強[3], 古川和朗[1,4], 古川雅章[1], Christian Hartmann[5], Jon-Martin Karlsen[5], William Beere[5], Jørn-Harald Hansen[5], 皆川洋治[5], Margaret McGrath[5]
[1]トリウムテックソリューション, [2]東京大学, [3]イーエステクノロジーズ, [4]高エネルギー加速器研究機構, [5]Institute for Energy Technology

液体原子燃料の乾式再処理と直結可能な原子燃料サイクルを高効率かつ低コストで実現する革新的技術とし期待が寄せられる。その実現には原子炉照射および燃焼時の性能の確証が必要である。TTS は RinR の概念に基づく溶融塩燃料照射カプセルの開発と実験準備をノルウェーのエネルギー技術研究所（ＩＦＥ）と共に行っている。照射試験リグの設計指針を得るため、HELIOS-2 および OpenFOAM を駆使した CAE により照射試験リグの除熱性能を検討した。

**キーワード**：液体燃料，溶融塩，フッ化物，軽水炉，高速増殖炉

## 1. 緒言

液体原子燃料技術は原子燃料サイクルを高効率かつ低コストで実現する乾式再処理と直結可能であるだけでなく、Pu と MA の消滅と共に核不拡散へも貢献する革新的技術として期待が寄せられる。しかし、その実現は原子炉照射と燃焼時の性能の確証が必要である。Chemical Reactor in Nuclear Reactor (RinR)は既存原子炉の燃料ユニットと置換可能な液体核燃料を封入した燃料ユニットである。RinR の概念に基づくカプセル型照射リグにより原子炉照射と燃焼時の性能評価を目指す。本講演ではハルデンの沸騰水型重水炉（HBWR）向けに開発中の照射試験リグの HELIOS-2 および OpenFOAM による CAE を駆使した除熱性能評価について報告する。

## 2. 熱流動評価

### 2-1. HELIOS-2 によるニュートロニクス

FLiNaK に $UF_4$ を 0-20 wt%の範囲で添加した系の発熱特性を $^{235}U$ と $^{7}Li$ の濃縮度について検討した。$^{6}Li$ は中性子を吸収し T を生成すると共に、内壁近傍で突出した出力ピークを形成する。一様な出力分布を得るためには $^{7}Li$ の濃縮度を 99.95 wt%とすることが望ましい。出力密度については FLiNaK のみの場合、γ加熱により 1 W/cc となる。$^{235}U$ 濃縮度 5 wt%で 5 wt%の $UF_4$ を FLiNaK に添加した場合、出力密度は 5W/cc となった。

### 2-2. OpenFOAM による熱流動力学

計算に用いたリグの形状モデルはモックアップ一次設計案を単純化した形状とした。図１に示すように、外径 60mm、肉厚 3mm の SUS316 の円筒容器とし、内壁には幅 14.6mm、肉厚 4mm、長さ 146mm の 6 枚のフィンを設置した。リグ内部に液面がフィンの上端と同じ高さになるように FLiNaK で満たし、液面上部をＡｒガスで覆うプレナムとした。SUS316 の物性値として、熱伝導度 20W/m/K、熱容量 590J/Kg/K とした。FLiNaK の物性値として、密度 1987Kg/m3、熱膨張率 $3.6\times10^{-4}$1/K、粘性 $2.9\times10^{-3}$Pa.sec、熱伝導率 0.92W/m/K、熱容量 $1.88\times10^{3}$J/kg/K とした。Ar ガスの物性として、熱伝導率を 0.036W/m/K とした。 軸対称性により 1/6 に分割した形状を用いて熱伝達と流動挙動について計算した。計算結果によれば中央最上部が最も高温となり、出力密度 1 W/cc で 530℃(802K)、11W/cc で 700℃(973K)となった。図２に示すように中央最上部の温度は出力密度の増加と共に線形に上昇した。HELIOS-2 による評価によれば、10W/cc の出力密度は FLiNaK に $^{235}U$ を 5wt%の濃縮度で 10wt%の U を添加した系に相当する。一方、流動挙動については内壁際近傍の 10mm/sec の程度の下降流と内側の一様な流速分布で上昇流とによる層流による自然対流が生じることが確認された。

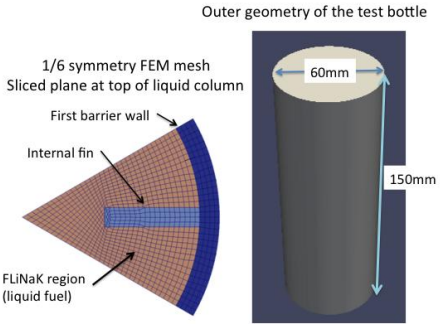



図 1 OpenFOAM による計算に用いたリグの形状モデル。

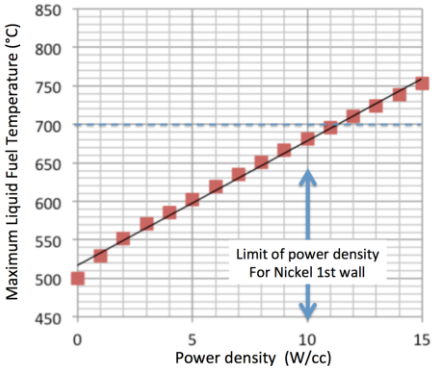



図２　出力密度とリグ内の FLiNaK の最高温度の関係。中央最上部が最も高温になる。

## 3. 結論

リグの設計指針を得るため HELIOS-2 および OpenFOAM を用いた除熱性能を評価した。その結果、FLiNaK に 5wt%濃縮した $^{235}U$ を用いて、10W/cc の出力まで実現できることが示された。

*Takashi Watanabe[1], Motoyasu Kinishita[1,2], Fumihiro Chiba[1], Tsuyoshi Iwashita[3], Kazuro Furukawa[1,4], Masaaki Furukawa[1], Christian Hartmann[5,6], Jon-Martin Karlsen[5,6], William Beere[5,6], Jørn-Harald Hansen[5,6], Yoji Minagawa[5,6], Margaret McGrath[5,6]
[1]TTS, [2]U. Tokyo, [3]ESTEX, [4]KEK, [5]IFE

# $(U,Ce)O_2$ の焼結挙動に及ぼす雰囲気ガスの影響

Effect of atmosphere on sintering behavior of $(U,Ce)O_2$

*中道 晋哉[1], 廣岡 瞬[1], 加藤正人[1], 砂押 剛雄[2], A.T. Nelson[3], K.J. McClellan[3]

[1]日本原子力研究開発機構, [2]検査開発(株), [3]Los Alamos National Laboratory

異なる雰囲気下における$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$の焼結挙動を評価し、MOX の場合との比較を行った。MOX の焼結は $CO_2$ ガス中で促進されることが知られているが、$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ では同様の効果が見られなかった。

**キーワード：**$(U,Ce)O_2$, MOX, 焼結

## 1. 緒言

$(U,Ce)O_2$ は MOX と同じ蛍石型の結晶構造と酸素不定比性を有するため、MOX の模擬物質として多くの研究が行われてきた。酸化物燃料の基礎研究に係わる日米協力の一環として、$(U,Ce)O_2$ の基礎物性データの取得及び MOX データとの比較を通して酸化物燃料の理解を深めるための取り組みが行われている。

本研究では雰囲気ガスをパラメータとした$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ の焼結試験を行い、JAEA において過去に取得した MOX についての試験結果[1]との比較・検討を行った。

## 2. 試験方法

事前に O/M=2.00 に調整した $UO_2$ 及び $CeO_2$ 粉末を Zn-St.と共に機械混合法により混合し、$UO_2$-$CeO_2$ 混合粉末(30%$CeO_2$)を調製した。混合粉末を 200MPa の圧力でペレット状に成形し、熱膨張計(Netzsch 製 DIL402CD)を用いて焼結中の収縮特性を評価した。焼結雰囲気ガスとして $CO_2$、Ar の二種類を使用し、前者の場合は 1673K まで、後者については 1873K まで昇温した。昇温速度はいずれも 7K/min とした。

また、別の成形ペレットを熱天秤(Netzsch 製 449F3)に装荷して同じ条件で熱処理することにより焼結過程における O/M 変化を評価した。

## 3. 結果

図 1 に両雰囲気中における$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ の温度と収縮速度の関係を示す。$CO_2$ 中における$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ の焼結は 1200K-1400K 温度域での緩やかな収縮段階と 1600K 付近の急激な収縮の 2 段階で進む傾向がみられた。また $CO_2$ 中では収縮速度が最大となる温度が Ar 中より低下する結果が得られた。

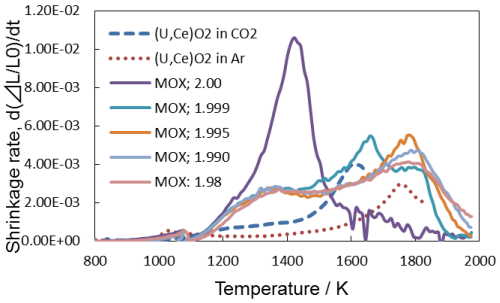



図 1　$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ と MOX の収縮速度変化

## 4. MOX との比較・検討

$CO_2$ 中では MOX は過化学量論組成(O/M>2.00)となるため、焼結時の収縮速度ピークは低温域にシフトする。$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ も $CO_2$ 中では同様の O/M 変化を示すが、収縮挙動については同様の効果が見られなかった(図 1)。$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ 中の $CeO_2$ が亜化学量論組成(O/M<2.00)であることが一因と考えられる。

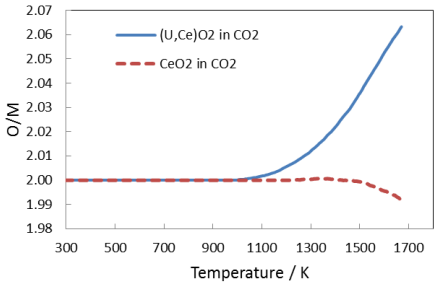



図 2　$CO_2$ 中での$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ と $CeO_2$ の O/M 変化

## 参考文献

[1] 廣岡瞬ら、日本原子力学会秋の年会(2013)

*S. Nakamichi[1], S. Hirooka[1], M. Kato[1], S. Sunaoshi[2], A.T. Nelson[3] and K.J. McClellan[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company Ltd., [3]Los Alamos National Laboratory

# (U, Pu)$O_2$の酸素ポテンシャルモデル

## Oxygen potential representation of (U,Pu)$O_2$

*加藤　正人[1]，渡部　雅[1]，中村　博樹[1]，町田　昌彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

$UO_2$、(U, Pu)$O_2$、$PuO_2$の酸素ポテンシャルの実験データについて Brouwer の図を用いて評価し、第一原理計算から得られた $UO_2$ 及び $PuO_2$ のフレンケル欠陥生成エネルギを用いて、酸素ポテンシャルの評価式を導出した。

**キーワード**：MOX、酸素ポテンシャル

### 1. 緒言

不定比性酸化物の酸素ポテンシャルは、化学的安定性を評価する上で不可欠な熱力学データである。これまで、$UO_2$、(U, Pu)$O_2$、$PuO_2$について、温度、O/M 比をパラメータとして酸素ポテンシャルの測定を実施してきた。本研究では、Brouwer の図[1]を作図することによってフレンケル欠陥生成エネルギを評価し、酸素ポテンシャルの評価式を導出した。

### 2. 評価・解析：

図 1 に $UO_{2\pm x}$、$(U_{0.7}Pu_{0.3})O_{2\pm x}$ 及び $PuO_{2\pm x}$ の 1773K における酸素ポテンシャルの測定結果を示す。図中には、x=[Vo]または[Oi]として Brouwer の図を作図して得られた酸素空孔及び侵入酸素の欠陥濃度を、それぞれ[Vo]及び[Oi]として示す[1]。欠陥濃度とフレンケル欠陥の生成自由エネルギ$\Delta G_{FO}$の関係は(1)式で得られるため、定比組成近傍の酸素ポテンシャル測定結果から(U,Pu)$O_2$のフレンケル欠陥生成エネルギ$\Delta H_{FO}$は、271 kJ/mol と得られた。Pu 含有率 12、20、30%の MOX において$\Delta H_{FO}$は同じ値であった。

$$[V_o][Oi] = \exp(-\Delta G_{FO}/RT) \quad (1)$$

$UO_2$ 及び $PuO_2$ では、定比組成近傍の酸素ポテンシャルは、実験による取得が難しい。そのため、第一原理計算[2]を用いて $UO_2$ 及び $PuO_2$ の$\Delta H_{FO}$を評価し、それぞれ 421.3kJ/mol 及び 441.8kJ/mol と得た。ここで、定比組成近傍において(2)-(5)の点欠陥反応を考える。

$2Pu^{\times}+O^{\times} \rightarrow 2Pu'+V_o+1/2O_2$ (2)

$2U^{\times}+1/2O_2 \rightarrow 2U^{\cdot}+O_i$ (3)

$2Pu^{\times}+1/2O_2 \rightarrow 2Pu^{\cdot}+O_i$ (4)

$2U^{\times}+O^{\times} \rightarrow 2U'+V_o+1/2O_2$ (5)

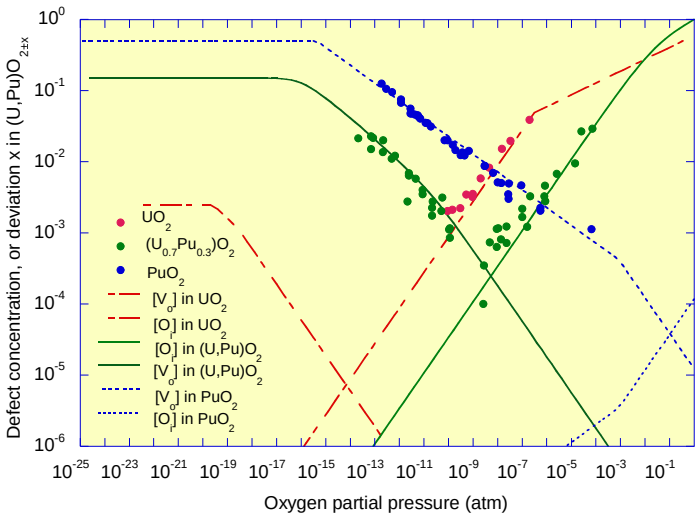



図 1　1773K における酸素分圧と点欠陥濃度の関係

(U,Pu)$O_2$ では、(2)と(3)式が支配的であり、$UO_2$ では(3)及び(5)が、$PuO_2$ では(2)と(4)が支配的と考えられる。Brouwer の図から評価した(2)-(5)の点欠陥生成エネルギは、それぞれ 654.0、173.0、627.8、820.3 kJ/mol と評価した。これらの欠陥生成エネルギを用いて酸素ポテンシャルを Pu 含有率、O/M 比及び温度を関数として算出する関係式を導出した。

### 参考文献

[1]M .Kato, Stoichiometry and material science, Intech,(2012)203, [2] H. Nakamura et al., Prog. Nucl.Sci.Tech., 2(2011)16

*Masato Kato[1], Masashi Watanabe[1], Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 中空燃料の照射後組織変化挙動

Restructuring behavior of annular irradiated fuel

原子力機構　　*佐々木新治、磯﨑美咲、石見明洋、前田宏治

高速実験炉「常陽」で照射された中空燃料ペレットの組織変化挙動及びU、Puの再分布を確認するために横断面試料の光顕観察及び元素分析を実施した。

**キーワード：高速炉、「常陽」、中空燃料ペレット、照射後試験**

## １．緒言

高速炉用燃料として中空形状の燃料ペレット（中空燃料ペレット）の設計検討が行われている。中空燃料ペレットは中実燃料ペレットに比べて燃料ペレット中心温度が低下することにより、燃料の高線出力化が可能になる。前報[1)]では、高速実験炉「常陽」にて照射された中空燃料ペレットについてX線CT試験による内部観察を実施している。今回は、中空燃料の組織変化やU、Puの再分布状況について、詳細に把握するために、横断面試料の光顕観察と元素分析を実施した。

## ２．試料及び照射条件

試験対象試料は高速実験炉「常陽」のMK-Ⅱ炉心で照射された燃料ピンから採取した（燃料ピン最高燃焼度：約30GWd/t、最大線出力：約443W/cm）。燃料ペレットの主な製造仕様は、ペレット密度：約94%TD、O/M比：1.97、ペレット外径：約7.34mm、ペレット内径：約1.76mmである。試料は燃料ピンを切断、研磨し、横断面試料を調整した後、光学顕微鏡観察及びWDXによる元素分析を行った。また、光学顕微鏡観察写真を用いてペレット内径の測定を行った。

## ３．試験結果

横断面試料の光学顕微鏡観察の結果、炉心中心位置近傍から採取した試料（線出力443W/cm）においては、中空部付近では組織変化が確認された。また、中空部の周囲には粒界のボイドが粗大化している状況が観察された。ペレット内径については、X/L＝0.31～0.68 の観察個所で減少しており、製造時平均と比較して最大で直径 0.36mm 程度の減少が確認された(図1)。また、WDXによる元素分析の結果、炉心中心位置近傍から採取した試料においても、U、Puの両方共に、外周付近から中空部近傍まで大きな濃度変化は確認されなかった（図2)。同程度の線出力の中実燃料ペレットでは、ペレット内においてU、Puの再分布が見られる[2)]が、本試験での中空燃料においては、顕著な再分布は見られなかった。

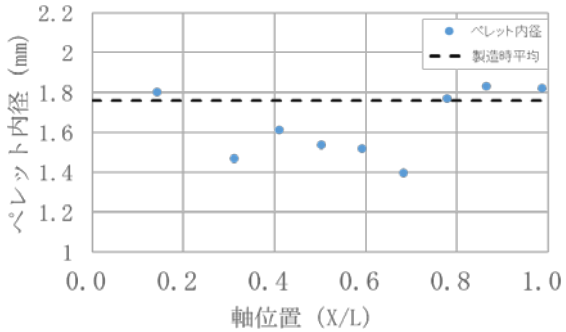



図１　ペレット内径測定結果

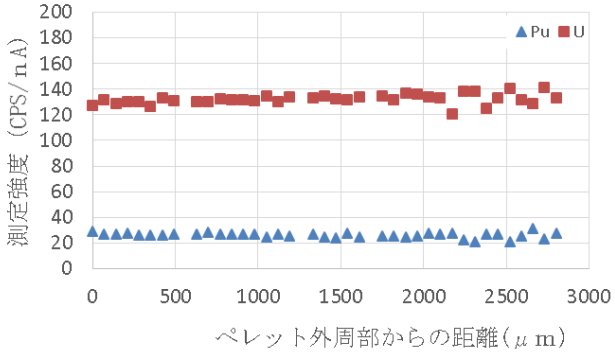



図２　元素分析結果（炉心中心位置試料）

## ４．結言

中空燃料ペレットの横断面光顕観察及び元素分析を実施した。中実燃料と比較して、燃料の組織変化は顕著なものではなく、U、Puについても再分布はほとんど見られなかったが、ペレット内径の明瞭な減少が確認された。

これらの結果については、今後の燃料設計に反映される予定である。

**参考文献**

1）石見　他、日本原子力学会　2011年秋の大会　F01
2）M.Bober 他、J. Nucl. Mater. 47(1973)187-197

*Shinji Sasaki, Misaki Isozaki, Akihiro Ishimi and Koji Maeda
Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:20 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 12:30 AM - 1:20 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [3C01-03] Long-term integrity of the fuel assembly

Chair: Ryuji Nagaishi (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3C01] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
(1)Overview of Project Plan and summary of FY2015 results

*Toru Higuchi[1], Shinichi Ishioka[1], Shigeaki Tanaka[2], Yasuo Morishima[2], Fumiyoshi Ueno[3], Koji Maeda[3] (1.HGNE, 2.Toshiba, 3.JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3C02] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
(2)Integrity of fuels in dry storage

*Shinichi Ishioka[1], TORU HIGUCHI [1], JUNJI MATSUNAGA[2], MASAKI AOMI[2] (1.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2.Global Nuclear Fuel-Japan Co., Ltd.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3C03] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
(3)Investigation of chloride ion transport phenomenon across the screw-gap between Zircaloy upper plug and stainless nut immersed in dilute artificial seawater containing 36Cl ion

*Yoshihiro Sekio[1,2], Koji Maeda[1,2], Ichiro Yamagata[1,2], Fumiyoshi Ueno[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:20 AM JST | 1:15 AM - 1:20 AM UTC

Time reserved for Chair

# 使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価 （1）全体計画と H27 年度成果の概要

Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
(1) Overview of Project Plan and summary of FY2015 results

*樋口 徹[1,2]，石岡 真一[1,2]，田中 重彰[1,3]，森島 康雄[1,3]，上野 文義[1,4]，前田 宏治[1,4]
[1]国際廃炉研究開発機構，[2]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[3]東芝，[4]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の使用済燃料プール（SFP）に保管されている燃料集合体の長期保管においては、燃料集合体の健全性に及ぼす海水注入や瓦礫混入の影響を評価することが不可欠である。本発表では、その評価に関わる研究の全体計画と平成 27 年度の成果概要について述べる。

**キーワード**：燃料集合体，使用済燃料プール，長期保管

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所 1～4 号機の使用済燃料プール（SFP）に保管されている燃料集合体は、海水注入や建屋の損傷により生じた瓦礫の混入によって通常とは異なる環境履歴を有している。従って、今後、使用済燃料の長期保管方法を検討するためには、それらの環境履歴が燃料集合体の健全性に及ぼす影響を評価することが不可欠である。技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）では SFP から取出した燃料集合体の長期健全性評価に取り組んでおり、ここでは、その研究の全体計画と平成 27 年度の試験の概要について示す。

## 2. 実施内容および状況

本研究では、1～4号機の使用済燃料が移送される共用プールでの湿式保管および将来の保管方法の選択肢の一つである乾式保管における燃料集合体の健全性について評価を進めている。平成26年度までに、燃料集合体の一部を模擬した試験片の希釈人工海水溶液中腐食試験や実際に共用プールへ移送された4号機燃料の調査等を実施しており、その試験および調査においては、特異な腐食や強度劣化が無いことを確認した。平成27年度は、乾式保管に関しては、燃料被覆管におけるクリープ特性および水素化物析出挙動に着目した試験を実施し、海水や瓦礫が燃料集合体の健全性に顕著な影響を与えないことを確認した。また、湿式保管に関しては、ねじ構造部に侵入した塩化物イオンの挙動に着目した浸漬試験を実施し、水の浄化によって侵入した塩化物イオンが除去されることを確認した。今後、4号機の使用済燃料集合体から採取した燃料部材を照射後試験施設へ輸送し、堆積物・付着物の分析および電気化学試験を実施する。

## 3. まとめ

乾式保管および湿式保管時の燃料集合体の健全性について試験を実施し、その評価を行った。今後は、乾式保管を想定した試験を引き続き進め、併せて、燃料部材に関わる試験を実施する。

**謝辞**　本件は、資源エネルギー庁の平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価）」において IRID が補助事業者となりその組合員である日立ＧＥニュークリア・エナジー、東芝、日本原子力研究開発機構が実施した成果の一部を取りまとめたものである。

---

*Toru Higuchi[1,2], Shinichi Ishioka[1,2], Shigeaki Tanaka[1,3], Yasuo Morishima[1,3], Fumiyoshi Ueno[1,4], Koji Maeda[1,4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decomissioning, [2]Hitachi GE Nuclear Energy, [3]Toshiba,
[4]Japan Atomic Energy Agency

# 使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価
# （2）乾式保管時の燃料健全性評価

Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
(2) Integrity of fuels in dry storage

*石岡真一 1)2)　樋口徹 1)2)　松永純治 3)　青見雅樹 3)
1)国際廃炉研究開発機構（IRID）　2)日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社
3)株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン

燃料被覆管試験片を用いて水素化物析出挙動確認試験及びクリープ試験により、瓦礫による傷や海水付着等が燃料の健全性に及ぼす影響を評価中である。平成 27 年度までに得られた結果では、これらの影響は小さかった。

**キーワード**：乾式保管，燃料被覆管，水素化物再配向，クリープ

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）1～4号機の使用済燃料プール（SFP）に保管されている燃料集合体は、海水注入や瓦礫落下等の履歴があり、これら1F特有の因子が乾式保管時の燃料健全性に及ぼす影響を評価することは重要である。本研究では、1F模擬履歴を付与した燃料被覆管試験片を用いて、水素化物析出挙動確認試験及びクリープ試験（破断試験、速度試験）を実施し、水素化物再配向特性及びクリープ特性を評価した。

## 2. 試験方法

試験片は、瓦礫落下の影響を考慮し、実機の燃料集合体部材を模擬した燃料被覆管（ジルカロイ-2）にコンクリート材を用いて傷を付与した試験片（損傷付与試験片）とした。水素化物析出挙動確認試験は、損傷付与試験片を用いて、周方向応力：70MPa、最高保持温度：300℃、冷却速度：0.3℃/h で実施した。クリープ試験は、損傷付与試験片に海水付着処理を実施した損傷＋海水付着試験片を用いて試験時間：1000h で実施した。なお、破断試験は、周方向応力：240MPa、温度：400℃、速度試験は、周方向応力：170MPa、温度：360℃とした。

## 3. 結果・考察

図 1 に水素化物析出挙動確認試験結果例を示す。水素化物の析出方位は概ね周方向（図中の左右方向）で、損傷付与部の近傍と損傷なし部で、明瞭な差異は見られなかった。クリープ破断試験では、1000h までに周方向ひずみが 1%以上に達しており、1%以下では破断しないことを確認した。クリープ速度試験では、1000h までの試験で、損傷＋海水付着有無によらず、ひずみ速度は同程度であり、ひずみ速度への損傷＋海水付着処理の影響は小さかった。クリープ速度試験は、今後 4000h 程度まで試験を継続し、最終的な評価を実施する計画である。

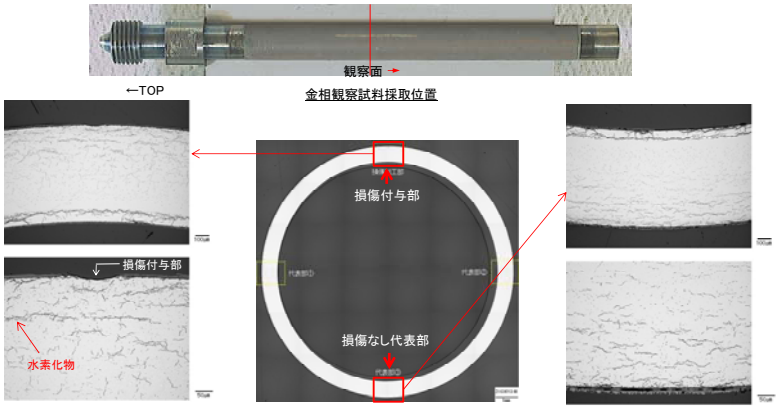



図 1 水素化物析出挙動確認試験結果例
（照射材、周方向応力 70MPa、温度 300℃、冷却速度 0.3℃/h）

**謝辞**　本件は、資源エネルギー庁の平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価）」において IRID が補助事業者となりその組合員である日立ＧＥニュークリア・エナジー、東芝、日本原子力研究開発機構が実施した成果の一部を取りまとめたものである。

*Shinichi Ishioka[1,2], Toru Higuchi[1,2], Junji Matsunaga[3] and Masaki Aomi[3]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Global Nuclear Fuel –Japan Co., Ltd.

# 使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価
# （3）トレーサによる海水成分移行評価

Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
(3) Investigation of chloride ion transport phenomenon across the screw-gap between Zircaloy upper plug and stainless nut immersed in dilute artificial seawater containing 36Cl ion

*関尾佳弘 1)2)　前田宏治 1)2)　山県一郎 1)2)　上野文義 1)2)
1)国際廃炉研究開発機構（ＩＲＩＤ）　2)国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

Zircaloy と SUS304L の上部端栓試験片を用いて福島第一原子力発電所 4 号機の使用済燃料プールの水質環境を模擬した浸漬試験を実施し、ねじ構造部に侵入した塩化物イオンの挙動を定性的且つ定量的に評価した。その結果、ねじ構造部の塩化物イオンは、水質改善に伴って取り除かれることを確認した。

**キーワード：**ジルカロイ、ステンレス鋼、海水浸漬、放射線測定

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所4号機で使用された軽水炉用燃料ロッドの上部端栓は、Zircaloy-2製ボルトとSUS304L製ナットで構成されており、それらのねじ構造部はすきま構造を形成している。事故直後の海水投入事象により、このすきま構造部に海水成分が残留する場合、共用プールへの移送後においてもすきま腐食が発生し、燃料集合体の構造健全性に影響を与える可能性がある。本研究では海水が混入した冷却水に晒された使用済燃料集合体の長期的な健全性の評価や管理手法の検討に資するため、燃料部材である上部端栓部材のすきま構造部への海水成分の取込みを想定し、海水成分の燃料部材への移行挙動を評価した。

## 2. 試験方法

本試験では海水成分の Cl に着目し、放射性トレーサ Cl-36 を含む温希釈海水中に上部端栓部材を一定時間浸漬して、その後室温での水質改善に伴ってすきま構造部に残留する海水成分量を放射能分析（分布及び量）により調査した。具体的には、表 1 に示す各試験液での浸漬後、試料の取出し・乾燥を行い、すきま構造部を樹脂埋めすることで Cl 成分を固定した後、すきま構造部に着目したイメージングプレート測定（分布の測定）及び β 線測定（量の測定）を実施し、Cl-36 の分布状況から海水成分の移行挙動を評価した。

表 1. 浸漬条件

| 試験液 | Cl濃度 [ppm] | Cl-36放射能量 [Bq/ml] | 温度 [℃] |
|---|---|---|---|
| 試験液A | 9462 | 800 | 80 |
| 試験液B | 3101 | 262 | 23(RT) |
| 試験液C | 1016 | 86 | 23(RT) |
| 試験液D | 12 | 1 | 23(RT) |

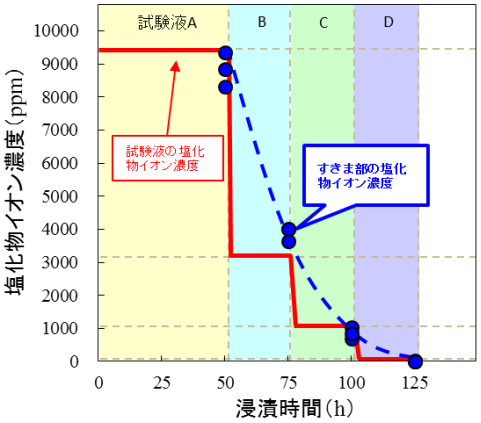



図 1. β 線測定によるすきま構造部の塩化物イオン濃度評価結果

## 3. 結果・考察

図1にβ線測定結果により算出した各浸漬条件での上部端栓部材すきま構造部に存在する海水成分量を示す。各試験液での浸漬試験におけるすきま構造の海水成分量（青丸）は概ね試験液のそれ（赤線）と同等であり、水質が改善されるとすきま構造部に Cl 成分はほとんど残留せず浸漬液側に移行することが示され、イメージングプレート測定の結果と良く一致した。以上のことから、共用プールへの海水成分の持込み量は少ないと推測される。

**謝辞**　本件は、資源エネルギー庁の平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価）」において IRID が補助事業者となりその組合員である日立ＧＥニュークリア・エナジー、東芝、日本原子力研究開発機構が実施した成果の一部を取りまとめたものである。

*Yoshihiro Sekio[1,2], Koji Maeda[1,2], Ichiro Yamagata[1,2] and Fumiyoshi Uenomi[1,2]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

Fri. Sep 9, 2016 10:20 AM - 11:10 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 1:20 AM - 2:10 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [3C04-06] Radiolysis

Chair: Takumi Terachi (INSS)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

### [3C04] Experimental Evaluation of Primary Yields of Water Radiolysis in Seawater and its Concentrated Systems

*Ryuji Nagaishi[1,2], Takafumi Kondoh[2], Masao Gohdo[2], Yoichi Yoshida[2], Masao Inoue[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Osaka University)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

### [3C05] Picosecond pulse radiolysis study on electron solvation process in n-propanol at high temperature

*Yusa Muroya[1], Tetsuro Yoshida[1], Wataru Kanamori[1], Yosuke Katsumura[2,3], Shinichi Yamashita[3], Takahiro Kozawa[1] (1.Osaka Univ., 2.Japan Radioisotope Association, 3.Univ. of Tokyo)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

### [3C06] A Large-Scale Demonstration Facility for Light-Water Detritiation

*Nicephore Bonnet[1], David Carlson[1] (1.Kurion)

11:05 AM - 11:10 AM JST | 2:05 AM - 2:10 AM UTC

Time reserved for Chair

# 海水及びその濃厚系での水の放射線分解のプライマリ収量の実験的評価

Experimental Evaluation of Primary Yields of Water Radiolysis in Seawater and its Concentrated Systems

*永石 隆二[1,2]，近藤 孝文[2]，神戸 正雄[2]，吉田 陽一[2]，井上 将男[1]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 大阪大学

福島第 1 原発事故では冷却水に海水が使われ，その塩分に含まれるハロゲン化物が水の放射線分解に重大な影響を及ぼすため，純水及び無限希釈水を対象とした従来の均一反応計算では，海水等の塩水溶液中の生成物や溶存種の挙動解析が極めて困難である。従って，分解生成物の収量や放射線誘起反応に対する塩濃度依存性（塩効果）の解明・評価が急務である。そこで本研究では，低 LET 放射線を用いた定常・パルス照射実験をもとに，上記計算の入力データとして不可欠な水の分解のプライマリ収量の評価を，海水及びその濃厚系に対して試みた。

**キーワード：海水，水の放射線分解，塩効果，プライマリ（1 次）収量，ガンマ線分解（ガンマラジオリシス），パルスラジオリシス**

## 1. 緒言

水の分解生成物のプライマリ（1 次）収量は，分解直後に生成物が存在する不均一な領域（スパー）で，生成物同士の反応（スパー反応）が終了した際（純水の場合 100 ns 程度）に，その反応から逃れて後続の均一反応に関与する生成物の量と定義される。溶質濃度の低い水溶液では溶質がスパー反応に影響しないため，その水溶液でのプライマリ収量は純水と同等に扱うことができるが，海水では溶存するハロゲン化物イオン（$X^-$: $Cl^-$, $Br^-$）が OH ラジカルと高い反応性を有し，しかも塩化物イオン（$Cl^-$）が高濃度（0.5 mol/L 程度）であるため，$Cl^-$がスパー反応に影響を与えた結果，海水でのプライマリ収量は生成物の種類とともに純水とは異なることが推測される [1-2]。

そこで本研究では，分解生成物の水素分子が水中の反応でほとんど減少しないと考えられる，海水とその濃厚系[1]に注目して，定常照射及びパルス照射（パルスラジオリシス）の実験をもとに，プライマリ収量の評価を試みた。

## 2. 実験

試料には，純水，海水，塩化物や臭化物を溶解した水等の水溶液を用いた。定常照射実験[1]では，試料をガラスバイアル（高さ 5-25 cm）に封入して，照射施設（現 QST 高崎研）の Co-60 ガンマ線（平均エネルギー 1.25 MeV，線量 ＜20 kGy）で照射した。照射後に最終生成物として，バイアルのヘッドスペース中の水素分子（$H_2$），水溶液中の過酸化水素（$H_2O_2$），酸素分子（$O_2$）等を分析した。パルス照射実験[3]では，試料を石英セル（光路長 1 cm）に封入してバブリングによる雰囲気調整後，線形加速器（LINAC，阪大 ISIR）からの電子線パルス（エネルギー 28 MeV，パルス幅 8 ns，線量 ＜100 Gy/pulse）で照射しながら，それと同期した参照光（Xe フラッシュランプ）を電子線と同軸に入射して，水溶液中に生成した水和電子（$e_{aq}^-$）等の分解活性種や溶存種の過渡吸収を測定した。

## 3. 結果・考察

$X^-$による•OH 捕捉（$X^- + •OH \rightarrow •X + OH^-$）に続いて，光吸収で観測可能な二量体ラジカルイオン（$X_2^-$）が生成する。図 1 に海水中と同濃度のハロゲン化物を溶解した中性付近の水溶液中の過渡吸収を示す。塩化物のみを溶解した水溶液①では，スパー内で約半分の•OH が捕捉（反応時間$\tau = 1/k[Cl^-] > 0.5$ ns）されて二量体 $Cl_2^-$を生成する一方で，均一領域では捕捉されなかったが，これに臭化物を追加した水溶液②では，均一領域で残りの•OH が捕捉（$1/k[Br^-] > 90$ ns）されて二量体 $Br_2^-$を生成した [1,3]。また，添加した電子捕捉剤を $CH_3NO_2$ から $N_2O$ に変える③と，•OH とほぼ等量の $e_{aq}^-$の存在が確認された。さらに，海水中より高濃度のハロゲン化物を溶解すると，スパー内での $Cl_2^-$生成①の促進に伴う均一領域での $Br_2^-$生成②の抑制とともに，酸化性（•OH, $X_2^-$）及び還元性（$e_{aq}^-$）のラジカル量の増加が観測された [3]。

以上のパルス照射実験によるラジカル生成物の分光データと，定常照射実験による分子生成物の観測収量データから，分解の物質収支に基づいてプライマリ収量を評価した。

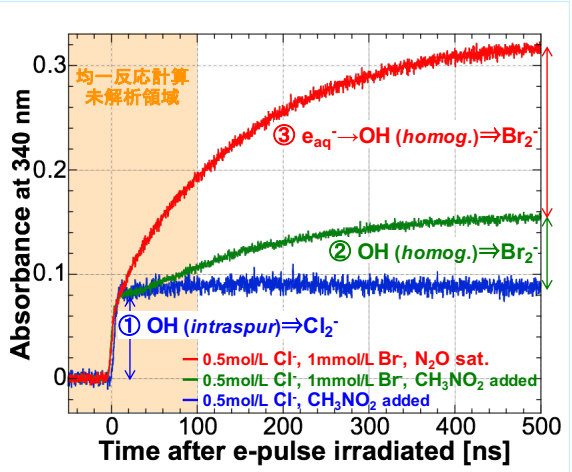



図 1 海水塩の水溶液中の二量体ラジカルの過渡吸収
（光路長 1 cm，室温，中性，電子捕捉剤添加）

### 参考文献

[1] R. Nagaishi *et al.*, NPC 2014, #10242 (2014); 永石，先端放射線化学シンポジウム (SARAC 2015)，日本放射線化学会 (2015) 他.

[2] J. Pucheault *et al.*, *J. Phys. Chem.*, **83 (3)**, 330 (1979); M. Kelm and E. Bohnert, FZKA 6977, Forschungszentrum Karlsruhe (2004).

[3] 永石，近藤ら，平成 27 年度物質・デバイス領域共同研究拠点 ボトムアップ型共同研究課題 成果報告書 (阪大), 451 (2016) 他.

* Ryuji Nagaishi[1,2], Takafumi Kondoh[2], Masao Gohdo[2], Yoichi Yoshida[2] and Masao Inoue [1]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2] Osaka University

# ピコ秒パルスラジオリシスによる高温プロパノール中の電子溶媒和過程の研究

Picosecond pulse radiolysis study on electron solvation process in n-propanol at high temperature

*室屋 裕佐[1]，吉田 哲郎[1]，金森 航[1]，勝村 庸介[2,3]，山下 真一[3]，古澤 孝弘[1]
[1]阪大産研，[2]日本アイソトープ協会，[3]東大院工

高温下の放射線誘起反応において、ナノ秒・マイクロ秒以降の化学過程（スパー形成後の化学反応）は精力的に調べられてきたが、ピコ秒以下の物理化学過程（スパー形成過程）の議論はほとんどなされていない。物理化学過程の代表的な現象として溶媒のイオン化から生成する電子の溶媒和過程が挙げられ、ピコ秒パルスラジオリシス法を用いて高温下の電子溶媒和過程を調べた。

**キーワード：**ピコ秒パルスラジオリシス、高温、プロパノール、電子溶媒和過程

## 1. 緒言

軽水炉冷却水のラジオリシスや構造材料との相互作用を把握することは、現行炉および次世代炉水化学技術の基盤として重要である。水の放射線分解で水素が発生することは古くから知られるが、これに支配的に寄与する中間活性種は水和電子（$e^-_{aq}$）であり、更に近年、水和前の電子（前駆体）も水素発生に寄与することが指摘されている。イオン化直後（前駆体）から溶媒和後までを含めた電子の時間的空間的振る舞いを、室温のみならず高温においても把握することが重要である。しかし水中の電子溶媒和は極めて速く（室温でも 1 ピコ秒以内に完了）、現在達成されている高温パルスラジオリシスの時間分解能（~40 ピコ秒）では直接観測困難である。同じ極性溶媒でもアルコール中の電子溶媒和（室温下）は比較的遅いことから（数十ピコ秒以上）、今回 1-プロパノールを用いて室温～高温下の電子溶媒和過程を調べた。

## 2. 実験

ピコ秒電子パルス（照射ビーム源）、フェムト秒レーザ（分析光源）を用いて、室温～高温において（圧力は 10 MPa）、パルス・プローブ法に基づくピコ秒時間分解分光測定を行った。

## 3. 結果と考察

1-プロパノール（Neat）を試料に用いて高温ピコ秒パルスラジオリシスを行った。過渡吸収スペクトルを図 1 に示す。室温では照射直後（30 ps）に可視～近赤外領域のブロードな吸収バンドが現れ、時間と共に可視領域へとシフトし、140 ps 以降は溶媒和電子のスペクトル（別途ナノ秒パルスラジオリシスで測定した 40 ns 後のスペクトル。図 1 の□に示す。）と一致することから、溶媒和前電子（$e^-_{pre}$）から溶媒和電子（$e^-_{sol}$）への遷移過程が直接観測されている。しかしこれは高温ほど見られなくなり、100 °C では 30 ps 後で溶媒和電子のスペクトル（40 ns）にほぼ一致している。一方、電子前駆体の捕捉剤（アセトン）を添加した試料でもピコ秒パルスラジオリシスを行い、反応確率を測定した結果、高温ほど反応確率が低下した（反応を逃れ、溶媒和に至る確率は増加）。以上から電子の溶媒和は高温ほど高速化することが分かった。極性溶媒の水素結合率は高温ほど低下することから、溶媒分子の回転が容易となり電子への双極子配向が速やかに行われるものと考えられる。

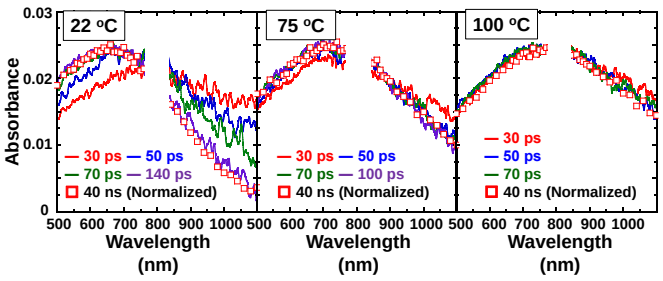



Fig. 1. Time dependent optical spectra of $e^-_{pre}$ and $e^-_{sol}$ in pure 1-propanol at elevated temperature. Symbols represent those of “fully-solvated” electrons ($e^-_{sol}$) obtained by ns pulse radiolysis.

*Yusa Muroya[1], Tetsuro Yoshida[1], Wataru Kanamori[1], Yosuke Katsumura[2,3], Shinichi Yamashita[3], Takahiro Kozawa[1]
[1]ISIR, Osaka Univ., [2]Japan Radioisotope Association, [3]Sch. Eng., Univ. of Tokyo

# A Large-Scale Demonstration Facility for Light-Water Detritiation

*N. Bonnet[1], D. Carlson[1]
[1]Kurion, Irvine, CA

**Abstract:** The construction and performance of Kurion's prototype system for light-water detritiation are presented and used for the conceptual design of its full-scale Modular Detritiation System (MDS®). This technology will be beneficial for a more flexible deployment, operation, and dismantlement of nuclear power plants.

**Keywords:** CECE, detritiation, nuclear power plants, economics

## 1. Introduction

The civilian nuclear power industry generates important quantities of tritiated water that are released to the environment within authorized limits. However, the availability of a reliable technology for tritium removal at the industrial scale will be beneficial, first, to address growing public concerns about tritium releases, second, to offer nuclear operators additional flexibility within given release limits.

## 2. Kurion's Modular Detritiation System (MDS®)

### 2-1. Large-scale demonstration facility

Kurion has completed the construction of a prototype MDS® facility in Richland, WA. The MDS® is based on the combined electrolysis catalytic exchange (CECE) process, which is suitable for the treatment of large volumes of water over a wide range of tritium concentrations and minimal system footprint [1]. Core components of the prototype system include a 100 $Nm^3$/hr PEM electrolyzer to convert the feed water into hydrogen, and a full-scale 9-m height catalytic exchange column for removing tritium from hydrogen and releasing clean effluents.

### 2-2. Demonstration of system performance

Kurion has commissionned the prototype system and conducted a series of experiments to demonstrate its performance. Stable tritium separation factors in the range of 10,000–200,000 are obtained for various operating parameters. Ongoing experiments are also performed for testing and optimizing the system at higher processing gas rates of 200 $Nm^3$/hr and beyond.

### 2-3. Full-scale MDS®

Based on the demonstrated performance of the prototype system, conceptual designs of Kurion's full-scale MDS® are proposed for the treatment of various water inventories, as generated by nuclear power plants or dismantling operations. The MDS® treatment capacity is up to 13 $m^3$ of water per day with a footprint inferior to 50 $m^2$.

## 3. Conclusion

The performance of Kurion's tritium removal system has been validated at the prototype level and is ready to be deployed at the industrial scale for assisting the development of the nuclear power industry.

### References

[1] N. Bonnet, 実験と解析モデルに基づく化学交換電解複合法による大規模軽水トリチウム除去システムの概念設計, submitted to AESJ ATOMOΣ Journal.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

Fri. Sep 9, 2016 11:10 AM - 12:15 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 2:10 AM - 3:15 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [3C07-10] Mitigation of corrosive environment/Dose rate reduction

Chair: Yusa Muroya (Osaka Univ.)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

### [3C07] Development of dose rate reduction technology for improving LWR utilization

(1)Results of Co-60 deposition test under simulated NWC and HWC conditions

*Hideyuki Hosokawa[1], Toshimasa Ohashi[1], Mizuho Tsuyuki[2], Naoshi Usui[2], Hiromitsu Inagaki[3] (1.Hitachi, Ltd., Research & Development Group, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Chubu Electric Power Co., Inc.)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

### [3C08] Deposition state of platinum after platinum oxide nanoparticle addition and subsequent oxide film change

*Kazushige Ishida[1], Yoichi Wada[1], Masahiko Tachibana[1], Nobuyuki Ota[2] (1.Hitachi, Ltd., Research & Development Group, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

### [3C09] Development of Dissolved Hydrogen Concentration Control Device

*Akira Tsuguchi[1], Mutsumi Nakamura[1], Hiroko Nakano[2], Kunihiko Tsuchiya[2] (1.Kaken Inc., 2.Japan Atomic Energy Agency)

11:55 AM - 12:10 PM JST | 2:55 AM - 3:10 AM UTC

### [3C10] PWSCC mechanistic study of Alloy 690 using SSRT tests

*Takumi Terachi[1], Tomoki Miyamoto[1], Nobuo Totsuka[1], Takuyo Yamada[1], Koji Arioka[1] (1.Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

12:10 PM - 12:15 PM JST | 3:10 AM - 3:15 AM UTC

Time reserved for Chair

# 軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発
# ー(1)通常水質、水素注入水質における Co-60 付着試験結果ー

Development of dose rate reduction technology for improving LWR utilization

-(1) Results of Co-60 deposition test under simulated NWC and HWC conditions -

*細川秀幸[1]，大橋利正[1]，露木瑞穂[2]，碓井直志[2]，稲垣博光[3]

[1]日立･研開，[2]日立 GE，[3]中部電力

BWR の通常水質に加え、将来適用が検討されている水質における構造材への放射能取り込みを評価できる計算モデルの開発を行うため、各水質における酸化皮膜構造と Co-60 取り込みの関係を実験的に検討している。今回、$H_2O_2$ を含む NWC 及び HWC 条件の酸化皮膜と Co-60 取り込み結果を検討した。

**キーワード**：再循環系、コバルト、付着、配管、亜鉛、貴金属

**1. 緒言**　BWR では水素注入(HWC)や亜鉛注入、貴金属注入が適用又は適用が計画されている。配管線量率に対するこれらの影響を事前に評価するためには、従来の通常水質(NWC)で開発されてきた炉水放射能挙動評価計算モデル [1)]にこれらの影響を取り込む必要がある。本研究では各種水質が酸化皮膜構造と Co-60 の取り込みに及ぼす影響を実験的に検討し、実機で適用される水質で使用可能な計算モデルを構築することを目標とする。今回は、通常水質、水素注入水質、亜鉛注入水質が Co-60 付着と酸化皮膜構造に与える影響ついて検討したので報告する。

**2. 実験**　#600 の耐水研磨紙で研磨した SUS316 試験片を BWR 条件下(280 ℃, 7.5 MPa)で Co-60 を取り扱える試験装置に設置し、NWC(溶存酸素(DO):100 ppb, $H_2O_2$:200 ppb)および HWC(DO:<5 ppb, $H_2O_2$:5 ppb)水質で 1000 h まで浸漬した。更に、Zn の影響を調べるため、NWC では Zn 濃度 2 ppb、HWC では 2 ppb 及び 5 ppb の Zn を添加した。Co-60 付着量の経時変化を調べるため、途中 250 h、500 h で取り出して Ge 半導体γ線検出器で測定した。1000 h 後の試験片については Co-60 付着量に加え、表面状態の変化を SEM で観察し、その後、酸化皮膜を内層、外層に分離して皮膜に含まれる金属元素量を原子吸光光度計で測定した。

**3. 結論**　図 1 に 1000 h 浸漬後の酸化皮膜構成元素の分析結果を示した。NWC では内層の Co 取り込量は外層の約 1/50 であった。このため、Zn による Co 低減効果は外層の寄与が大きく、Co 付着量は 50 %に減少した。一方、HWC の Co 付着量は NWC と比較して外層で 2 倍、内層側で約 100 倍に増加した。Zn による Co 低減効果は外層では見られなかったが、内層では Co 付着量が 1/10 に減少した。全体での Co 付着量は Zn 2 ppb で 25%減、Zn 5 ppb で 45%減であった。$H_2O_2$ 添加のない既存の HWC 試験結果 [2)]と Co 付着量の外層/内層比を比較すると、今回の方が外層の Co 付着量比が 4 倍に増加していた。この原因は $H_2O_2$ が腐食溶出する金属の析出に作用して外層皮膜の形成を促進した結果、外層への Co 付着が増加したと考えられる。更に、Zn の置換効果は内層のクロマイトには強く働くが、外層のフェライトでは弱いため、$H_2O_2$ が存在する HWC では Zn の効果が抑制されたと考えられる。なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発フェーズ 1」の成果の一部である。

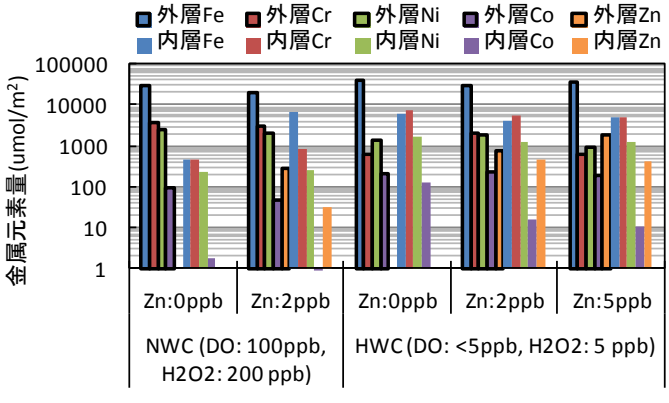



図 1　酸化皮膜構成元素分析結果

**参考文献**　[1] S. Uchida, et al., J. Nucl. Sci. Eng., **69**, p247 (1978)

[2] H. Hosokawa, et. al., J. Nucl. Sci. Technol., **41**, p682 (2004)

*Hideyuki Hosokawa[1], Toshimasa ohashi[1], Mizuho Tsuyuki[2], Naoshi Usui[2], Hiromitsu Inagaki[3]

[1]Hitachi, Ltd., Research & Development Group, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. , [3]Chubu Electric Power Co.,Inc.

# 白金酸化物ナノ粒子注入による材料表面の白金付着状態及び酸化皮膜変化

Deposition state of platinum after platinum oxide nanoparticle addition and subsequent oxide film change

*石田 一成[1]，和田 陽一[1]，橘 正彦[1]，太田 信之[2]

[1]日立・研開，[2]日立ＧＥ

γ線照射により生成した白金酸化物ナノ粒子を水素／酸素モル比 2 以上の 280℃水で注入した場合の白金付着状態及び酸化皮膜への影響を調べた。その結果、白金はナノサイズの白金金属粒子として酸化皮膜に付着すること、白金付着処理時に酸化皮膜の再構築が生じることが分かった。

**キーワード：**白金酸化物、ナノ粒子、γ線、沸騰水型原子炉、水素注入、応力腐食割れ

## 1. 緒言

沸騰水型原子炉（BWR）再循系環配管や炉内構造物等の水質制御による応力腐食割れ抑制技術として、水素注入及び運転中貴金属注入が米国やスイス等の BWR で適用されている[1)]。運転中貴金属注入適用期間の水質変化抑制の観点から白金や酸素、水素以外の元素を含まない注入溶液が望ましい。そこで、γ線照射によりヘキサヒドロキソ白金酸（$H_2Pt(OH)_6$）懸濁液から平均粒径約 2.3nm の $PtO_2$ を主成分とする白金酸化物ナノ粒子コロイド溶液（Pt コロイド溶液と呼ぶ）を生成する技術を開発した[2)]。更に、材料表面への白金付着量に及ぼす Pt コロイド溶液注入条件の影響を検討した[3)]。本研究では Pt コロイド溶液を溶存水素／酸素モル比 2 以上の 280℃水中に注入した場合の、材料表面の白金付着状態及び白金付着処理時の酸化皮膜変化を調べたので、その結果を報告する。

## 2. 実験

白金含有量が 1g/L のヘキサヒドロキソ白金酸懸濁液にγ線を約 20kGy 照射することにより Pt コロイド溶液を生成した。白金付着処理前に 280℃水中に 200-500h 浸漬して試験片（SUS316L、炭素鋼）表面に酸化皮膜を付与した。室温で溶存酸素 350μg/L、溶存水素 60μg/L に調整した試験水を 280℃に昇温して試験片を吊るしたオートクレーブに通水し、Pt コロイド溶液をオートレーブ直前から試験水に注入して試験片表面に白金を付着させた。試験後、試験片断面を STEM-EDX 分析して白金の付着状態を観察した。更に試験片表面を SEM-EDX、レーザーラマン分光分析して酸化皮膜形態を調べた。

## 3. 結果・考察

試験片断面の STEM-EDX 分析結果を図 1 に示す。白金は、ナノ粒子の一次粒子が 1 個又は複数個凝集し、白金金属として酸化物表面に付着することが分かった。また、酸化皮膜を形態分析した結果、酸化皮膜は白金付着処理前より酸化物の粒径が大きくなること、α-$Fe_2O_3$ が $Fe_3O_4$ に還元されることが分かった。

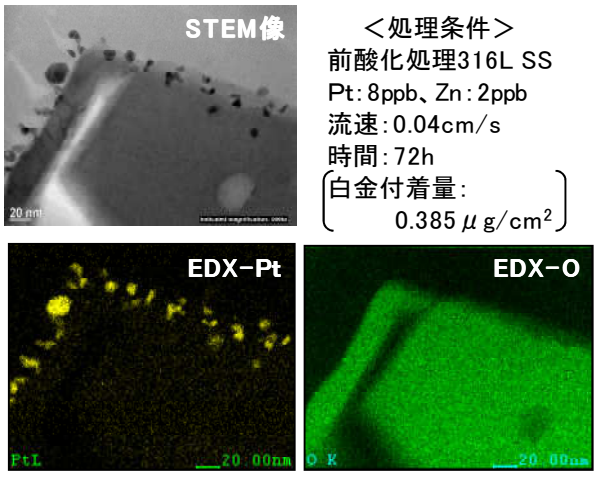



図1 白金付着処理後の試験片断面STEM-EDX分析結果

### 参考文献

[1] J.A.Varela, 2012 EPRI Int'l BWR&PWR MRP Conf.

[2] 石田一成、日本原子力学会 2013 年春の年会、F45

[3] 石田一成、日本原子力学会 2016 年春の年会、1N05

*Kazushige Ishida[1], Yoichi Wada[1], Masahiko Tachibana[1] and Nobuyuki Ota[2]

[1] Hitachi, Ltd., Research and Development Group, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

# 溶存水素濃度制御装置の開発

Development of Dissolved Hydrogen Concentration Control Device

中野 寛子[1], *津口 明[2], 中村 和[2], 土谷 邦彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]株式会社 化研

軽水炉高温高圧水を模擬した環境における構造材料の応力腐食割れ(SCC)等の現象を把握するため、1 価陽イオン交換膜を使用した 2 室型電解セルを用いた溶存水素濃度制御装置を開発した。性能試験結果、高温高圧水中の溶存水素濃度の制御が可能である見通しを得た。

**キーワード：**原子炉化学、水質管理、溶存水素、電気分解

## 1. 緒言

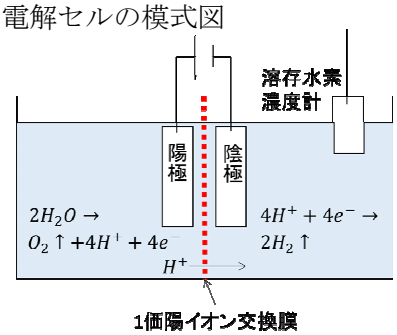
軽水炉高温高圧水を模擬した環境における構造材料の特性を把握するため、循環水中の水質を管理することが重要である。特に、溶存水素濃度については、これまで純水素ガスや高水素濃度の標準ガスのバブリングにより制御していた。しかしながら、水素濃度の高いガスの取扱いに関しては、大掛かりな防爆設備を整備しなければならない。本研究では、ガスを必要とせず、循環水を電気分解することにより水素を発生し、循環水中の溶存水素濃度を制御する装置を開発し、その性能を調べた。

## 2. 試験方法

純水における水の電気分解を可能とするため 1 価陽イオン交換膜を用いた 2 室型電解セルの模式図及び溶存水素濃度制御装置の概略図を図 1 に示す。電解セルは 1 価陽イオン交換膜により陽極側と陰極側で仕切られており、電極は、Ti 板に Pt を担持したものを用いた。

電解セルの性能試験として、陰極側に溶存水素濃度計を設置し、陰極側循環水中の水素濃度の測定を行った。陽イオン交換膜の有効面積を 9cm$^2$ として、印加電圧(5～10V)による陰極側の溶存水素濃度の変化を調べた。次に、陽イオン交換膜の有効面積を 64cm$^2$ として、実際に使用されている高温高圧水試験装置に溶存水素濃度制御装置を接続することを想定して陽極側・陰極側の循環水をポンプで循環させ、循環水流量(50～150mL/min)による陰極側循環水中の溶存水素濃度の変化を測定した。

(a)電解セルの模式図




(b)装置の構成図

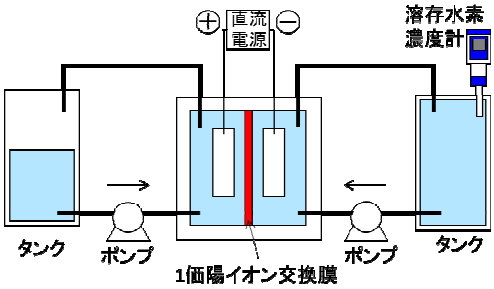



図 1 電解セルの模式図と溶存水素濃度制御装置の概略図

## 3. 結果及び考察

陽イオン交換膜の有効面積 9cm$^2$ における印加電圧による溶存水素濃度の依存性を図 2 に示す。この結果、印加電圧の増加とともに、循環水中の溶存水素濃度は増加することが分かった。一方、印加電圧が 8.0V と 9.5V では、溶存水素濃度の増加率はほぼ同じであった。これは、発生した水素が気泡となり放出されていたため、水中の溶存水素濃度の上昇に限界があったものと考えられる。

次に、陽イオン交換膜の有効面積 64cm$^2$ における循環水流量による循環水中の溶存水素濃度の変化を調べた。この結果、循環流量によって初期の溶存水素濃度の立ち上がりに多少の違いが生じたものの、最終的には溶存水素濃度の増加率はほぼ同じ傾向であることが分かった。このことは、流量による溶存水素濃度への影響は小さいことが示唆された。

発表当日は、実際に使用されている高温高圧水試験装置に溶存水素濃度制御装置(電解セルの陽イオン交換膜有効面積 : 400cm$^2$)を接続し、その性能試験結果についても報告する。

本研究成果で製作した溶存水素濃度制御装置は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業として実施した「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（特殊環境下で使用可能な監視システム高度化）」の成果である。

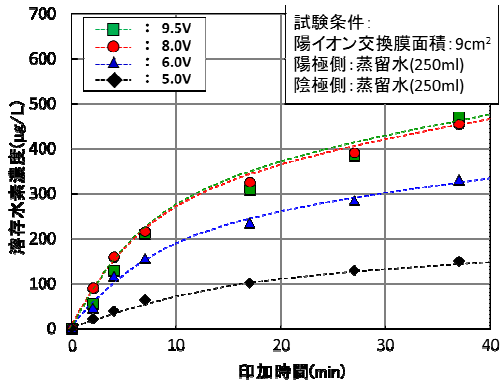



図 2 印加電圧による溶存水素濃度の依存性

Hiroko Nakano[1], Akira Tsuguchi[2] , Mutsumi Nakamura[2] and Kunihiko Tsuchiya[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]KAKEN Co.,Ltd.

# SSRT 試験による 690 合金の PWSCC 機構の検討

PWSCC mechanistic study of Alloy 690 using SSRT tests

*寺地 巧[1]，宮本 友樹[1]，戸塚 信夫[1]，山田 卓陽[1]，有岡 孝司[1]
[1]原子力安全システム研究所

PWR1 次系模擬環境下で 690 合金の SSRT 試験を行い、き裂の発生状況について評価した。過大な動的ひずみ付与によって冷間加工部に変形を伴ったき裂が生じ、粒界部にキャビティ状の欠陥が認められた。また、き裂の内外で異なる腐食生成物が確認され、電位差が生じている事を示唆する知見が得られた。

**キーワード：** 690 合金，PWSCC，SSRT 試験，　冷間加工

## １．緒言

690 合金は耐 PWSCC 性に優れる材料であり、実機における SCC 報告例は見当たらない。しかしながら、冷間加工材で有意なき裂進展の感受性が確認されており、長期の材料健全性を評価するために割れ機構の解明が求められている。近年 Arioka らは、空孔拡散が応力集中により加速され、粒界部にキャビティが生成することを報告している[1]。そこで本研究では、冷間加工を加えた TT690 合金に予歪みを加えた平板試験片にて低歪速度引張試験（SSRT 試験）を行い、き裂の発生挙動について検討した。

## ２．実験

供試材に TT 処理を施した 690 合金を用い、図 1 の通り中央部に冷間加工を付与した試験片を製作した。試験環境は PWR1 次系模擬環境（500ppm B+2ppm Li+ DH 30cc/kg$H_2O$）条件とし、320℃、340℃、360℃の 3 条件を用いた。試験はき裂発生を促すために、予め 0.2%耐力(室温)相当の定荷重を付与した条件で 2027h の予備浸漬を行い、その後、引張速度 1×$10^{-5}$mm/min の SSRT 試験に移行した。き裂発生の兆候が認められた 2300h で試験を停止し、断面および破面を走査電子顕微鏡（SEM）により観察した。

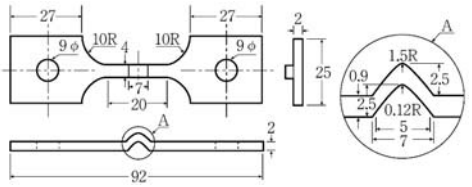



図 1　hump-SSRT 試験片の形状

## ３．結果・考察

320℃でのき裂およびその周辺の SEM 観察結果を図 2 に示す。耐 SCC 性に優れる 690 合金でも、本試験手法のような動的ひずみを付与した時に、脆性的なき裂を形成することが確認された。また、き裂内外で異なる腐食生成物が生じ、き裂先端から先の粒界にはキャビティ状の欠陥が認められた。この傾向は 340℃，360℃でも類似であり明瞭な温度依存性は確認されなかった。き裂内で認められた針状の腐食生成物は 600 合金の皮膜でも観察されており、PWR 条件より僅かに高電位の環境で生じることが報告されている[2]。これらの検討から、SCC 発生挙動を明らかにするためには、動的ひずみの役割と腐食の影響機構について評価が必要と考えられた。

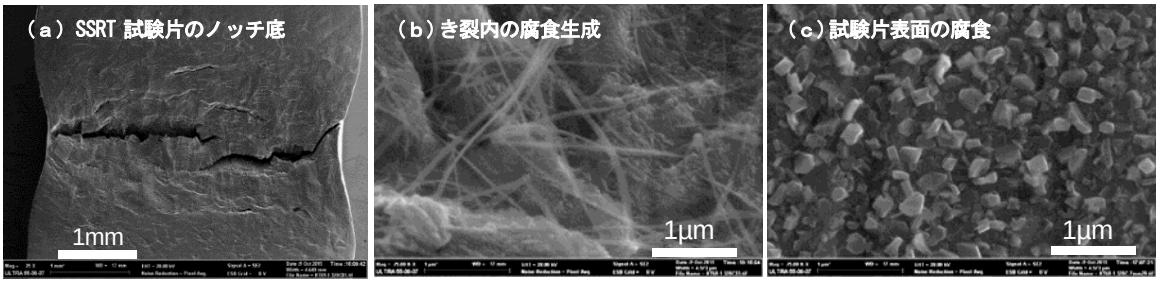



図 2　き裂およびその周辺の SEM 観察結果(TT690 合金，320℃)

**参考文献**

[1] K. Arioka, Corrosion, Vol. 71, No.4, (2015), [2]T. Terachi et al., Nuclear Science and Technology, Vol 40, No.7 (2013)

*Takumi Terachi, Tomoki Miyamoto, Nobuo Totsuka, Takuyo Yamada and Koji Arioka
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

Planning Lecture | Technical division and Network：Water Chemistry Division

Fri. Sep 9, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Kumume City Plaza - Gallery 2

## [PL3C] Present status and future work of Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Junichi TAKAGI (TOSHIBA Corp.)

[PL3C01] The situation of contaminated water measures

*Hiroya SHIRAKI[1] (1.TEPCO HD)

[PL3C02] Current situation of subdrain treatment process

*Shunsuke MIYAKE[1] (1.Hitachi-GE)

[PL3C03] Influence Assessment of Inhibitors in RPV/PCV for Multiple Radio-nuclides Removal System

*Naoki TAJIMA[1,2] (1.IRID, 2.TOSHIBA Corp.)

[PL3C04] R&D on Treatment and Disposal of Radioactive Waste resulting from Accident at Fukushima Daiichi NPS

*Yasuaki MIYAMOTO[1,2] (1.IRID, 2.JAEA)

[PL3C05] Characteristics study on fuel debris

*Masahide TAKANO[1,2] (1.IRID, 2.JAEA)

水化学部会セッション「福島第一原子力発電所廃止措置の現状と今後の取り組み」

# （1）汚染水対策の現状

(1) The situation of contaminated water measures

白木　洋也[1]

[1]東京電力ホールディングス　福島第一廃炉推進カンパニー

**福島第一原子力発電所の汚染水対策の進捗状況について**

福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水対策のうち汚染水対策については、３つの基本方針を策定し、各々の対策（作業項目）を進めてきている。

以下に「基本方針」と「作業項目」に示す。

**１．汚染源を取り除く**

①多核種除去装置等による汚染水浄化

②トレンチ内の汚染水除去

**２．汚染源に水を近づけない**

③地下水バイパスによる地下水汲み上げ

④建屋近傍の井戸での地下水くみ上げ

⑤凍土方式の陸側遮水壁の設置

⑥雨水の土壌浸透を抑える敷地舗装

**３．汚染水を漏らさない**

⑦水ガラスによる地盤改良

⑧海側遮水壁の設置

⑨タンクの増設（溶接型へのリプレイス等）

これら、作業項目の多くは作業が完了したり、運用を開始したりしており、状況について説明する。

また、汚染水対策に関連して、陸上及び海洋で行っているモニタリング結果についても説明する。

*Hiroya Shiraki[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. Fukushima Daiichi Decontamination and Decommissioning Engineering Company

水化学部会セッション「福島第一原子力発電所廃止措置の現状と今後の取り組み」

# （2）サブドレン水処理の状況

(2) Current situation of subdrain treatment process

*三宅　俊介[1]

[1]日立 GE

## 1. はじめに

福島第一原子力発電所（以下福島第一）では東日本大震災以来、発生する汚染水を処理するためのさまざまな設備が設置されてきた。ここでは、日立 GE ニュークリア･エナジー株式会社（以下日立 GE）が浄化設備を設置したサブドレン水処理の状況について紹介する。

## 2. 地下水流入量低減の取り組み

2011 年の震災以降、福島第一では 1 号機～4 号機原子炉建屋、タービン建屋等に地下水が流入し建屋内汚染水増加の原因となっている。これまで、1 日約 400m$^3$ の地下水が流入しており、この流入量を低減することが大きな課題となっている。

地下水流入量低減のため、以下の取り組みが行われている。

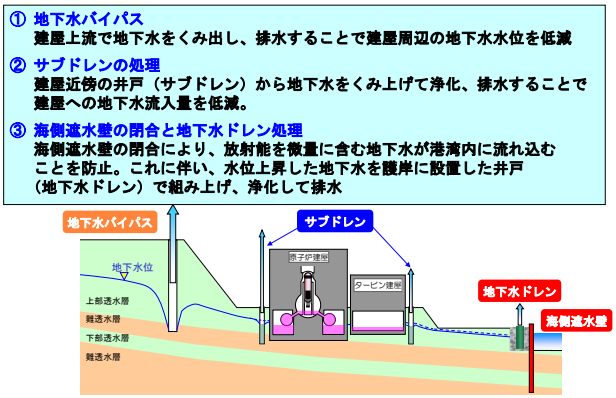



図 1　地下水流入量低減の取り組み

① 地下水バイパス

建屋上流側で地下水をくみ上げることにより、建屋周辺の地下水水位を下げる

② サブドレン処理

建屋周辺の井戸（サブドレン）から地下水をくみ上げて浄化、放流することにより建屋への地下水流入量を低減する。

③ 海側遮水壁の設置と地下水ドレン処理

海側遮水壁の設置により放射性核種を含む地下水が港湾内に流れ込むことを防止。これに伴い水位上昇した護岸に設置した井戸（地下水ドレン）から地下水をくみ上げて浄化する。

上記に加え、陸側遮水壁（凍土壁）の設置により、建屋への地下水流入を更に低減させる計画である。

サブドレン浄化設備は上記のうち、②のサブドレン及び③の地下水ドレンを浄化するための設備である。

## 3. サブドレン水処理の概要

サブドレン他水処理施設の全体概要を図２に示す。本施設は、建屋周辺に設置されたサブドレン、護岸に設置された地下水ドレンから地下水をくみ上げる集水設備、くみ上げた地下水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を十分低い濃度になるまで除去する浄化設備、処理済水の水質を分析した後、排水する移送設備から構成される。

*Shunsuke Miyake[1]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

サブドレン浄化設備の概要図を図３に示す。サブドレン浄化設備はサブドレン、地下水ドレンに含まれる放射性核種を十分低い濃度まで浄化する設備である。本設備は処理対象水に含まれる粒子状、コロイド状の放射性核種を除去する前処理装置、イオン状の放射性核種を除去する核種吸着装置から構成されている。処理対象水に含まる主な放射性核種は Cs-134,Cs-137,Sr-90 であり、これらを除去するために Cs/Sr に対する選択性の高い吸着材を採用している。その他の核種についても複数の吸着材を組み合わせることにより、処理済み水の放射能濃度を検出限界値レベルに浄化する能力を有している。

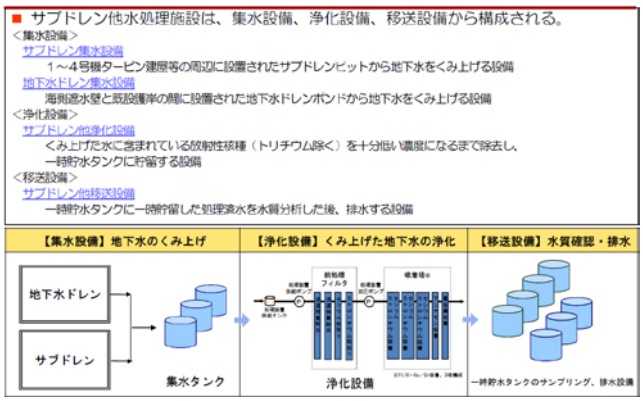



図２　サブドレン水処理施設の全体概要

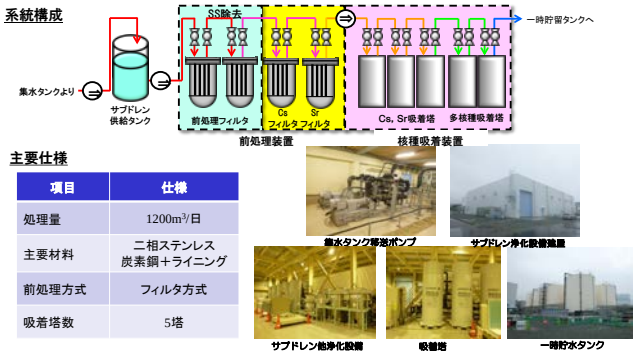



図３　サブドレン浄化設備の概要図

## 4. サブドレン浄化設備の水質管理

サブドレン処理済水は港湾に排水されるため、水質を厳密に管理する必要がある。このため、処理済水は浄化設備下流の一時貯水タンクに受入れ、タンク毎に水質の分析を行い、運用目標値を満足していることを確認した後に排水される。運用目標値は核種毎に定められた濃度限度（告示濃度限度）を満足するよう、十分に低い値に設定されている。また、分析については東電 HD に加え、第三者機関による分析を行い、双方が運用目標値を満足している場合にのみ排水する運用としている。運要目標値を上回った水は再度浄化設備で処理を行う。

上記に加え、上流側のサブドレン、地下水ドレン、集水タンク等においても定期的に分析を行い処理対象水の水質傾向を把握している。

## 5. 処理実績と地下水位低減効果

本設備は 2015 年 9 月より本格運用を開始した。2016 年 7 月現在で約 15 万 $m^3$ のサブドレン水を処理し、処理済水を港湾に排水している。これまで、処理済水の濃度が運用目標値を上回ることはなく安定して運転を継続している。サブドレン浄化設備の稼動により、サブドレン水位は徐々に低下し、管理目標値近傍で安定して維持している。

## 6. 今後の動向

現在、陸側遮水壁（凍土遮水壁）が設置され、2016 年 3 月より凍結が開始されている。これに伴い、サブドレン・地下水ドレンの水質やくみ上げ量が変化することが想定されるため、水質動向を注視しつつ、処理を継続していく。また、現在サブドレン浄化設備は 1 系列のみの構成であり、今後 2 系列化による更なる信頼性向上に取り組んでいく。

水化学部会セッション「福島第一原子力発電所廃止措置の現状と今後の取り組み」

# （3）圧力容器／格納容器向け防錆剤の多核種除去設備への影響評価

(3) Influence Assessment of Inhibitors in RPV/PCV for Multiple Radio-nuclides Removal System

*田嶋 直樹[1]，関 秀司[1]，須佐 俊介[1]，福松 輝城[1]，川原田 義幸[1]，田中 徳彦[1]

[1]国際廃炉研究開発機構／株式会社東芝

## 1. 緒言

事故発生後、原子炉圧力容器（RPV）および原子炉格納容器（PCV）は海水に曝されたことなどの影響により腐食の進展が懸念されている。今後の廃炉作業に向け、長期に渡って RPV／PCV の構造材料の腐食の進行を防ぎ、健全性を維持するための腐食抑制策の実機適用性確認が必要である。また、現在、1F では燃料デブリの冷却のための循環注水、水素爆発防止のための PCV への窒素封入が実施されている。窒素雰囲気中では水中の溶存酸素濃度が低下することから構造材の腐食進行は抑制状態にあると推定されるが、今後、燃料デブリ取り出し時には PCV が開放されることから、周囲の大気が流入することで水中の溶存酸素濃度が上昇し、腐食が進行する可能性がある。腐食の進行は、構造材料の耐震強度、PCV・S/C のバウンダリ維持機能に影響を及ぼすことが懸念される。窒素封入に代わる腐食抑制策として、防錆剤の循環冷却水中への添加が有望であるが、PCV から防錆剤を含む汚染水が建屋滞留水側にリークすると、既存の水処理設備の処理性能に影響を及ぼす可能性がある。

## 2. 評価状況

株式会社東芝が導入した第二セシウム除去装置 SARRY$_{TM}$ と多核種除去設備 MRRS$_{TM}$ を評価対象の既存水処理設備として選定した。評価対象元素はセシウム、ストロンチウム、ヨウ素、アンチモンとした。防錆剤を添加した SARRY$_{TM}$、MRRS$_{TM}$ の模擬液を用いて評価対象元素の濃度を防錆剤の添加有無の条件で比較して影響度を評価した。その結果、臨界防止剤としても使用される五ホウ酸ナトリウムは MRRS$_{TM}$ で Sr 除去の阻害影響をもつことなどの知見が得られた。

表 1　評価対象の防錆剤と想定処理濃度

| 被膜状態 | 防錆剤 | RPV/PCV汚染水中の想定濃度 | SARRY$_{TM}$での想定濃度 | MRRS$_{TM}$での想定濃度 |
|---|---|---|---|---|
| 酸化被膜型 | タングステン酸ナトリウム | 1500 | 1500 | 3000 |
| | 五ホウ酸ナトリウム | 6000 (as B) | 6000 (as B) | 10000 (as B) |
| 沈殿被膜型 | 亜鉛混合リン酸塩＋炭酸ナトリウム | 400 | 400 | 800 |
| 酸化被膜＋沈殿被膜型 | 亜鉛／モリブデン酸ナトリウム 混合リン酸塩 | 3500 | 3500 | 7000 |

SARRY$_{TM}$: Simplified Active Water Retrieve and Recovery System　単位：ppm

MRRS$_{TM}$ : Multiple Radio-nuclides Removal System

## 3. 今後

防錆剤の水処理性能への影響評価は、燃料デブリ取り出しに向けた重要な検討項目の 1 つである。今後も以下の観点での影響評価を継続する。

① 既存水処理への全体的な影響評価　②吸着性能に対する防錆剤濃度の影響評価

③ 小循環水処理ループを想定した評価

## 4. 謝辞

本発表は資源エネルギー庁の平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発）」において IRID が補助事業者となりその組合員である東芝が実施した成果の一部を取りまとめたものである。この場を借りて御礼申し上げます。

*Naoki Tajima[1], Shuji Seki[1], Shunsuke Susa[1], Teruki Fukumatsu[1], Yoshiyuki Kawaharada[1] and Norihiko Tanaka[1]

[1]IRID／TOSHIBA Corporation

水化学部会セッション「福島第一原子力発電所廃止措置の現状と今後の取り組み」

# （4）福島第一原発事故廃棄物の処理・処分技術開発

(4) R&D on Treatment and Disposal of Radioactive Waste resulting from Accident at Fukushima Daiichi NPS

宮本　泰明[1,2]
[1]国際廃炉研究開発機構, [2]日本原子力研究開発機構

**1. 諸言**　福島第一原子力発電所（以下、1F）の事故により発生した廃棄物は、事故に伴い炉心溶融が起こっていることから炉心燃料に由来した放射性核種を含んでおり、高線量のものが多いなど、通常操業している原子力発電所の廃棄物とは異なった特徴がある。本研究では、特殊な廃棄物について、処分に関する安全性の見通しを確認すること、及び、現在 1F の現場で行われている廃炉・汚染水対策を円滑に進めるために必要な技術の整備、データの整備を行っていくことを目的としている。

**2. 汚染水処理二次廃棄物の性状把握**

**2-1. セシウム吸着装置吸着塔のインベントリ推定**

汚染水処理に伴う二次廃棄物として発生する廃ゼオライト、スラッジ等は高線量であり直接放射能分析できないことから、処理設備の前後の汚染水の分析データの差分推定によりインベントリ評価した。汚染水の核種分析で装置入口水濃度が非検出となる核種については、入口水の検出下限値を入口濃度とし、これに総処理水量をかけることで総核種量を求めた。セシウム吸着装置吸着塔（KURION）の評価結果として、核種分析で検出された $^{137}$Cs 等 8 核種に加え、非検出の $^{41}$Ca、$^{241}$Pu 等 24 核種についても保守的な核種量を推定した。推算結果は、汚染水分析により不検出であった核種が分析下限値で全量吸着するという非常に保守的な評価となっており、コンクリートピット処分の基準線量相当濃度を超えた $^{41}$Ca、$^{129}$I、$^{90}$Sr については、今後より不確定性を減らすことが必要である。

**2-2. 多核種除去設備スラリーの核種分析**

多核種除去設備（ALPS）から発生する鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリーの核種分析結果を図 1 に示す。既設 ALPS からは鉄共沈と炭酸塩のスラリーがそれぞれ発生し、増設 ALPS については炭酸塩のスラリーのみが発生する。スラリーに含まれる核種は $^{90}$Sr が支配的であり、$1\times10^{6}$～$10^{7}$Bq/cc の放射能濃度となっている。$^{90}$Sr 以外にも、核分裂生成物（$^{125}$Sb, $^{137}$Cs）、放射化生成物（$^{54}$Mn, $^{60}$Co）、アクチニド核種（$^{238,239+240}$Pu, $^{241}$Am）が除染されている。アクチニド核種の除去には鉄共沈処理が効果的であり、スラリー中の Pu 濃度は $1\times10^{1}$Bq/cc 程度であった。

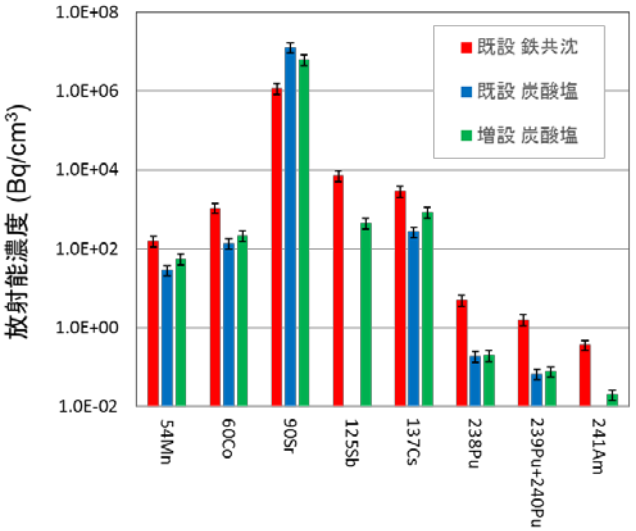



図 1　多核種除去設備スラリーの核種分析結果

**3. 結言**　1F の事故廃棄物を安全に処理・処分する見通しを得るためには、個別研究開発項目の検討に基づく廃棄物ストリーム（廃棄物の発生、保管から処理・処分までの一連の取扱い）をまとめることが重要になる。現時点では性状把握を進めることにより不確定性を減らしていくことが重要であり、集中的な検討を実施していく。

本研究は、経済産業省受託事業「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備（事故廃棄物処理・処分概念構築に係る技術検討調査）」、経済産業省／平成 25 年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故廃棄物処理・処分技術の開発）」及び平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果を含んでいる。

Yasuaki Miyamoto[1, 2]
[1]IRID, [2]JAEA

水化学部会セッション「福島第一原子力発電所廃止措置の現状と今後の取り組み」

# （5）燃料デブリ性状把握研究の概要

(5) Characteristics study on fuel debris

高野 公秀

IRID（原子力機構）

**1. 緒言**　燃料デブリ取出しに向けた性状把握のため、デブリ中に何が生成し（化合物、相）、それらがどのように入り混じり（組織）、どのくらい硬いのかを主眼に、実験室規模で種々の模擬デブリを作製して性状予測データを取得・整理した概要を報告する。

**2. 模擬デブリ作製・試験内容**　酸化物デブリの主要構成成分である$(U,Zr)O_2$を、$UO_2$と$ZrO_2$から焼結法により作製するとともに、少量添加物として希土類（可燃性毒物、FP）、Fe（ステンレス鋼由来）、Ca（海水塩及びコンクリート由来）の酸化物を固溶させたものも作製した。炉心の模擬デブリとして、$(U,Zr)O_2$/Zr/SUS/$B_4C$ 系混合物をアーク溶解により溶融・固化して作製した。格納容器底部で炉心溶融物とコンクリートが反応した模擬 MCCI 生成物として、上記炉心材料にコンクリート粉を加えてアーク溶解した試料に加え、コンクリート片上で炉心材料成形体を局所集光加熱で溶融させる手法も用いた。これら模擬デブリ試料に関して、断面の組織観察、元素分析による組成評価、X 線回折による相同定を行うとともに、デブリ取出しの切削系工具への負担の指標となる微小硬さを測定した。さらに、水中に浸漬した際の物理・化学的変性について基礎知見を取得した。

**3. 生成相・組織・硬さの概要**　$(U,Zr)O_2$ コリウムの性状には、冷却条件が大きく影響することが分かった。$UO_2$–$ZrO_2$ 二元系は、超高温では全率固溶し立方晶単相となるが、2000℃以下では急激に相互固溶度が低下するため、ゆっくりと冷えた部位では U リッチの立方晶と Zr リッチの正方晶（+単斜晶）に相分離が起こる。Fe が固溶した際にはこの傾向が助長され、両相がミクロンサイズで入り混じった組織となることを模擬デブリと TMI-2 デブリで確認した。急冷条件の立方晶単相組織が 12〜14.5 GPa の微小硬さであるのに対し、微細入り混じり組織の微小硬さは 8〜11 GPa 程度である。元々$UO_2$に含まれている Gd は、二相分離が起こる際にも Gd/U 比をほぼ保持したまま分配される。

炉心の燃料デブリは$(U,Zr)O_2$ セラミック質部分と金属質部分からなり、酸化が進まないような条件下では、金属質部分には Fe-Cr-Ni 及び$(Fe,Cr,Ni)_2(Zr,U)$などの金属相に加えて、$ZrB_2$や$(Fe,Cr)_2B$ 等の非常に硬いホウ化物が分散析出することが分かった。水蒸気中の酸素分圧を模擬した酸化雰囲気焼鈍（酸素分圧 $1\times10^{-3}$atm、1500℃）では、金属相中の U と Zr 及び$ZrB_2$中の Zr は酸化して$(U,Zr)O_2$となるが、遊離したホウ素は周辺の Fe、Cr と$(Fe,Cr)_2B$ を形成して Fe-Cr-Ni 合金とともに比較的安定に残存する。

MCCI による生成相の傾向は、還元剤として作用する金属 Zr と、脱水が酸化要因として作用するコンクリートの混合比に依存する。溶融物中の金属 Zr 比率が高い条件下では、コンクリート中の $SiO_2$ と一部の $Al_2O_3$ が還元され、金属相には Fe-Cr-Ni-Si-Al-Zr-U 系の種々の合金が生成するとともに、酸化物相は$(U,Zr,Ca)O_2$ と Al-Ca-O が主要成分となる。逆に、コンクリート成分が多い場合には、金属相は Fe-Ni (-Si) が主要成分となり、酸化物相は$(U,Zr,Ca)O_2$とケイ酸ガラス（U, Zr, Gd, Fe, Cr 等が溶解）が主要成分となる。一方、炉心溶融物とコンクリートの界面付近では 2000℃前後の温度勾配があるので、集光加熱の手法で到達温度と生成相の階層構造イメージを構築した。約 1200℃以下のコンクリート部分は溶融しないものの、脱水による熱劣化で強度が低下するとともに取出し作業時に汚染水が浸透しやすい形態になっている。

デブリ水中浸漬時の物理・化学的変性には、水の放射線分解で生成する過酸化水素の影響が最も大きい。$UO_2$を過酸化水素水に浸漬すると、サブミクロンの微細な過酸化ウラン酸が生じ、コロイド的性質を示す。一方、$PuO_2$は過酸化水素水中でも変性しないことから、長期に渡る浸漬中に U と Pu の分布に差が生じる可能性が示唆される。ただし、$(U,Zr)O_2$を過酸化水素水に浸漬した際の過酸化ウラン酸生成量は、$UO_2$からの生成に比べてかなり少なく、比較的安定であることが分かっている。

本報告は、「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業（燃料デブリ性状把握・処置技術の開発）」に係る資源エネルギー庁からの受託事業、平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ性状把握・処置技術の開発）」及び平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握）」に係る補助事業の成果である。

---

Masahide Takano

IRID (JAEA)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Fri. Sep 9, 2016 10:40 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 1:40 AM - 3:00 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [3D01-05] property/corrosion of radioactive waste

Chair: Tomofumi Sakuragi (RWMC)

10:40 AM - 10:55 AM JST | 1:40 AM - 1:55 AM UTC

### [3D01] High sensitivity analysis of the long half-life nuclides for the radioactivity evaluation of re-processing waste

High sensitive analysis of Cl-36, I-129 by Accelerator Mass Spectrometer (AMS)

*Toshitaka Imamura[1], Kenichiro Kino[1], Akira Sakashita[2], Hiroshi Noda[3], Hiroyuki Matsuzaki[4] (1.Nucler Deveropment Corporation, 2.Mitsubishi Heavy Industories,LTD, 3.Japan Nucler Fuel Limited, 4.The University of Tokyo)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

### [3D02] Estimation of source term for spent fuel disposal

(1)海外における瞬時放出パラメータの調査および国内向けパラメータの検討

*Masanobu Nagata[1], Akira Kitamura[1], Yukio Tachi[1], Kunihiko Akahori[2], Takahiro Chikazawa[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Mitsubishi materials)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

### [3D03] Estimation of source term for spent fuel disposal

(2)Effect of carbonate concentration on dissolution rate of $UO_2$ and spent fuel – A review

*Akira Kitamura[1], Kuniaki Akahori[2] (1.JAEA, 2.Mitsubishi Materials Co.)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

### [3D04] Effects of Environmental Mg on Corrosion Behavior of International Reference HLW Glass: ISG

*Tsubasa Hirano[1], Yaohiro Inagaki[1], Ryo Matsumoto[1], Kazuya Idemitsu[1], Tatsumi Arima[1] (1.Kyushu University)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

### [3D05] Study on chemical form of carbon released from stainless steel under sub-surface disposal conditions

*Ryo Nakabayashi[1], Tomonari Fujita[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# 再処理廃棄物の放射能評価に向けた長半減期核種の高感度分析
# 加速度質量分析計(AMS)による Cl-36, I-129 の高感度分析

High sensitivity analysis of the long half-life nuclide for the radioactivity evaluation of re-processing waste
High sensitive analysis of Cl-36, I-129 by Accelerator Mass Spectrometer (AMS)

*今村 聡孝[1]，木野 健一郎[1]，坂下 章[2]，野田 洋[3]，松﨑 浩之[4]
[1]ニュークリア・デベロップメント㈱，[2]三菱重工業㈱，[3]日本原燃㈱，[4]東京大学

核燃料再処理施設から発生する廃棄物中の放射性核種含有量は廃棄物の発生工程により変化する。再処理廃棄物の処分に向けた放射能評価では、再処理プラント内の核種移行挙動シミュレーションによる工程ごとの核種組成変動を求め、廃棄物の核種組成比の設定に関する検討を行っている。同シミュレーション結果は実試料の分析値と比較して検証する計画であるが、純β核種の中には従来の放射化学分析ではシミュレーション結果に対して検出限界値が不十分で実試料から検出データを得ることが難しい核種(Cl-36, I-129 等)がある。そのため、これらの核種に対して加速器質量分析(AMS)の適用による検出限界値の改善検討を実施した。

**キーワード**：再処理廃棄物，加速器質量分析計，放射化学分析，Cl-36，I-129

## 1. 緒言

再処理廃棄物の処分に向けた再処理プラント内の核種移行挙動検証のため、シミュレーション結果に対して検出限界値が不十分な Cl-36, I-129 を対象として、加速器質量分析(AMS)を用いた高感度分析の適用性を検討した。

## 2. 実施内容

### 2-1. 放射化学分析と AMS 分析との同等性確認

AMS 分析の実施に先立ち、従来の放射化学分析で使用する Cl-36 標準試料に Cl 担体を添加することによって Cl-36/Cl 比を $10^{-12}$～$10^{-11}$ に調整して AMS で分析したところ、Cl-36 標準試料の放射能と同等の定量値が得られ、両分析が同等の結果を示すことを確認した。

### 2-2. AMS 分析による再処理プラント廃棄物の分析結果

本研究では六ヶ所再処理工場のプラントで発生した実廃棄物を分析対象試料とした。この試料を硫酸酸化雰囲気で加熱して気化し、塩素とよう素を分別回収して AgCl 及び AgI の形態に調製した。調製後の試料を従来の放射化学分析の手法でβ線を測定した後、β線測定で検出値が得られなかった 7 試料を AMS 分析に供した。尚、この 7 試料は異なる再処理工程で発生したものである。

(1) 分析結果

AMS により Cl-36 を分析した結果を図 1 に示す。1 試料では未検出、4 試料では試料中の同重体 S-36 の妨害により定量できなかったものの、2 試料では放射化学分析の検出限界値以下の濃度レベルで検出データが得られた。また、I-129 を分析した結果を図 2 に示す。いずれの試料も放射化学分析の検出限界値以下の濃度レベルで I-129 が検出された。AMS の検出限界値は Cl-36, I-129 とも放射化学分析に対して約 5 桁向上した。

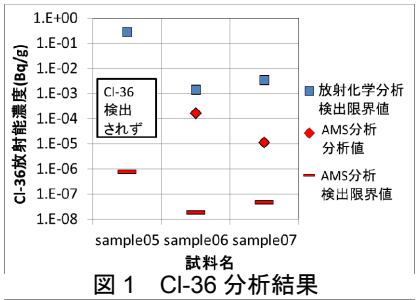



図 1　Cl-36 分析結果

(2) S-36 による妨害への対策

試料中に分析対象核種の同重体が高濃度で共存していると AMS 分析では妨害となり得る。本研究では放射化学分析用に前処理した試料を AMS での Cl-36 分析に供したが、前述のように S-36 の妨害により定量できなかったケースがあった。放射化学分析の前処理は S-36 除去に有効なプロセスが含まれているが、今回は同処理が不十分な試料が確認された。現状、AMS で分析するまで処理が十分か確認する術がないため、今後は処理が十分か否かの判断基準の確立が課題である。

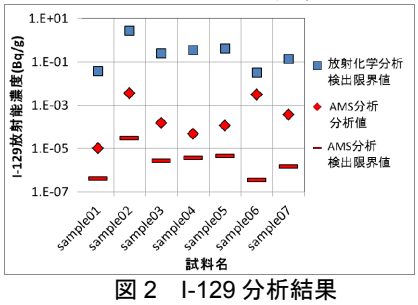



図 2　I-129 分析結果

## 3. 結論

Cl-36 については一部で S-36 の妨害が観察され、妨害除去の確認方法に課題は残るものの、AMS 分析によって再処理廃棄物を対象とした Cl-36, I-129 の検出データの拡充が可能となった。これにより、再処理プラント内の核種移行挙動検証の信頼性向上が期待できる。

今後は、再処理プラントにおける評価対象となっている他の核種のうち検出データを得ることが難しい核種についてもデータの拡充を図ることを目的とし、それらの核種についても AMS による高感度分析の適用を検討する予定である。

*Toshitaka Imamura[1], Kenichiro Kino[1], Sakashita Akira[2], Hiroshi Noda[3] and Hiroyuki Matsuzaki[4]
[1]Nuclear Development Corporation, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]Japan Nuclear Fuel Limited, [4]The University of Tokyo

# 使用済燃料直接処分のソースターム評価：(1) 海外における瞬時放出パラメータの調査および国内向けパラメータの検討

Estimation of source term for spent fuel disposal: (1) A Review of instant release parameters in foreign countries, and a study of provisional parameters for domestic spent fuel

*長田 正信[1]，北村 暁[1]，舘 幸男[1]，赤堀 邦晃[2]，近沢 孝弘[2]
[1]（国研）日本原子力研究開発機構，[2]三菱マテリアル（株）

処分容器の閉じ込め機能が喪失して速やかに生じる、使用済燃料から地下環境への放射性核種の放出挙動について、諸外国における関連情報を調査した。これらの調査結果を基に、国内の使用済燃料に対する瞬時放出パラメータの導出を試みた。

**キーワード：**使用済燃料，地層処分，直接処分，ソースターム，瞬時放出，IRF，FGR

## 1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分の代替オプションのひとつとして、使用済燃料を深地層中に直接処分するための研究開発が進められている。直接処分の場合、処分後に使用済燃料から地下環境へ放出される放射性核種の種類，放出量，放出速度，化学形態等（総称してソースターム）を適切に評価することが安全評価上重要となる。しかしながら、全量再処理が原則のわが国では、ソースターム評価に関する検討例は限られている[1]。そこで、諸外国における直接処分の安全評価で用いられているソースタームパラメータのうち、閉じ込め機能喪失後に速やかに放出される成分の割合（瞬時放出率（IRF））に着目して、選定値やその根拠情報を整理し、わが国の直接処分ための瞬時放出パラメータの導出を試みた。

## 2. 調査方法

欧米で実施された直接処分の実現可能性調査に係る報告書（例えば[2]）を主な調査対象とし、①対象燃料の仕様や照射後インベントリ評価，②瞬時放出核種の選定の考え方，③瞬時放出割合の設定，④ソースターム評価に付随する不確実性，⑤根拠情報を調査・分析した。これらの結果を報告書ごとに比較しつつ、わが国の直接処分向けの IRF 設定手法を検討した。

## 3. 調査結果とパラメータ検討

瞬時放出成分は主に燃料棒内部のギャップ（空隙）や燃料ペレット中の結晶粒界に偏在化している核種であると考えられており、各国で共通的に取り扱われている核種は、C-14, Cl-36, Se-79, Sr-90, Tc-99, Pd-107, Sn-126, I-129 および Cs-135/137 であった。このうち、Cl, I, Cs の IRF は、核分裂生成ガス放出率（FGR）との相関性を指標として設定されるケースが多く見られた。燃料集合体を構成する金属材料からは、放射化によって生成する C-14 のうちジルカロイ被覆管の酸化膜中に存在する成分が瞬時放出し得るとされ、多くの国が C-14 を有機形態であると仮定していることが推察された。これらの IRF 設定手順には、FGR の想定, C-14 の化学形態，燃料ペレット外周に生成するリム空隙の寄与といった、不確実性を伴う項目が含まれる。また、本稿では、前述の考え方やそこで引用された試験データ（例えば[3]）を分析した結果を基に、暫定的な瞬時放出パラメータを図 1 に示す考え方に従って設定した。今後、FGR との相関性から IRF を設定するため、国内使用済燃料に対する適切な類型化や FGR 設定を進めるとともに、様々な不確実性の定量化を検討する予定である。

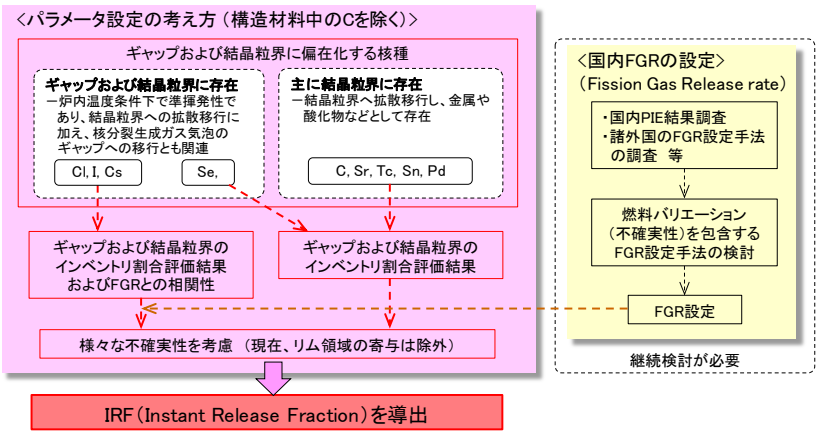



図 1　使用済燃料からの瞬時放出パラメータ設定の考え方

*本研究は、経済産業省委託事業「直接処分等代替処分技術開発」（平成 27 年度）の成果である。*

## 参考文献

[1] 日本原子力研究開発機構基盤技術研究開発部: JAEA-Research 2015-016 (2015).
[2] Nagra: Technical Report NTB 02-05 (2002).
[3] Gray, W. J.: Mat. Res. Soc. Proc., Vol.556, 487-494 (1999).

*Masanobu Nagata[1], Akira Kitamura[1], Yukio Tachi[1],Kuniaki Akahori[2] and Takahiro Chikazawa[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi Materials Corporation

# 使用済燃料直接処分のソースターム評価：(2) 二酸化ウランおよび使用済燃料の溶解速度に及ぼす炭酸濃度の影響に関するレビュー

Estimation of source term for spent fuel disposal: (2) Effect of carbonate concentration on dissolution rate of $UO_2$ and spent fuel – A review

*北村 暁[1]，赤堀 邦晃[2]
[1]（国研）日本原子力研究開発機構，[2]三菱マテリアル（株）

二酸化ウランおよび使用済燃料の水溶液に対する溶解速度（燃料溶解速度）について，水溶液中の全炭酸濃度が及ぼす影響を文献調査によりレビューした。溶解速度の値は不活性雰囲気と還元雰囲気で異なっており，直接処分環境である還元雰囲気のデータが不足していることが明らかになった。
**キーワード**：使用済燃料，直接処分，二酸化ウラン，溶解速度，炭酸濃度影響，酸化還元状態

## 1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分の代替オプションのひとつとして，使用済燃料の直接処分に関する調査研究が進められている。直接処分の性能評価では，使用済燃料（二酸化ウラン（$UO_2$）マトリクス）の酸化溶解の速度（以下，燃料溶解速度）が重要なパラメータのひとつとなっている。緩衝材を通過した地下水（緩衝材間隙水）中に含まれる全炭酸濃度（$[C]_T = [H_2CO_3(aq)] + [HCO_3^-] + [CO_3^{2-}]$）については，わが国の代表ケースの値[1]が $1.7\times10^{-2}$ M (M: mol dm$^{-3}$) であり，$10^{-3}$ M 程度の諸外国の値より約 1 桁高いことから，燃料溶解速度を諸外国の設定値より高く設定すべきではないかとの懸念がある。このことから，$UO_2$ および使用済燃料の溶解速度の$[C]_T$ 依存性について，既往の報告をまとめレビューした。

## 2. 調査対象

諸外国の燃料溶解速度設定にあたって引用されていた文献を中心に調査を行い，室温における燃料溶解速度の$[C]_T$ 依存性の実測値を収集した。水溶液の pH が概ね 7～10 の範囲であったことから，炭酸の主成分は $HCO_3^-$と推察される。実験手法は，$UO_2$ 粉末をカラムに充填して水溶液を通水するフロースルー法もしくはバッチ法であった。一部のデータに対しては，著者らが単位統一のための換算を行った。

## 3. 調査結果

燃料溶解速度と$[C]_T$ との関係を図 1 に示す。比較のため，スウェーデン[2]，フィンランド[3]およびスイス[4]の最新の燃料溶解速度の設定値である $10^{-7}$ y$^{-1}$ について，わが国の直接処分第 1 次取りまとめ[1]の設計に基づいて単位換算した値を実線で示すとともに，欧州 MICADO プロジェクト[5]の手法に基づいて評価した比表面積の不確実性が及ぼす範囲を破線で示す。全体的には燃料溶解速度が$[C]_T$ の増加とともに高くなる傾向が見られることから，$[C]_T$ が高いほどウラン（VI）の炭酸錯体が速やかに生成することが推察される。また，得られた結果が①$10^{-1}$ mg m$^{-2}$ d$^{-1}$ 以上のデータ群と②$10^{-3}$～$10^{-2}$ mg m$^{-2}$ d$^{-1}$ 程度のデータ群に大別されることがわかる。実験雰囲気を調査したところ，①のデータ群は大気中もしくは不活性雰囲気（すなわち酸化還元状態を制御しない）で，②のデータ群は還元雰囲気で取得されたものであった。また，欧州の最新の燃料溶解速度の設定値 $10^{-7}$ y$^{-1}$ [2-4]は，②のデータ群と概ね一致した。しかしながら，還元雰囲気で取得されたデータが少ない上に，欧州 REDUPP プロジェクト[6]で使用された水溶液が 3 種の天然地下水であり，燃料溶解速度の差異が$[C]_T$ によるものかどうかは不明確である。したがって，わが国における代替処分オプションのひとつである直接処分の安全評価の信頼性向上のためには，還元雰囲気における燃料溶解速度の$[C]_T$ 依存性を体系的に取得する必要があると言える。

*本研究は，平成 27 年度経済産業省委託事業「直接処分等代替処分技術開発」で実施したものである。*

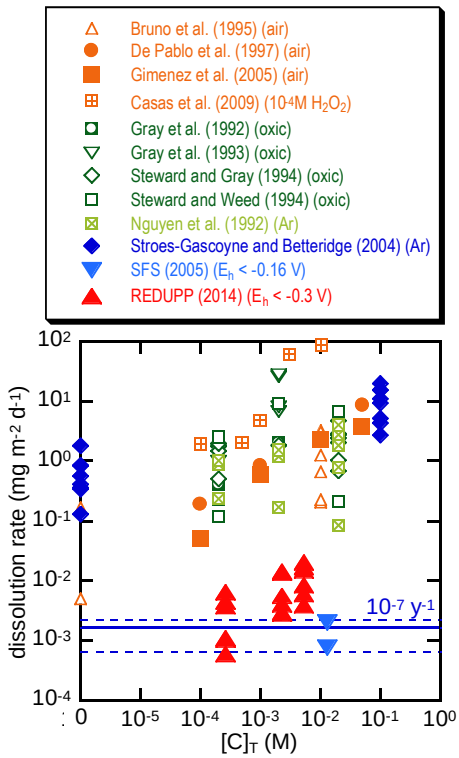



図 1　燃料溶解速度の炭酸濃度依存性の文献調査結果

**参考文献**

[1] 日本原子力研究開発機構基盤技術研究開発部: JAEA-Research 2015-016 (2015).
[2] SKB: TR-10-52, SKB (2010). [3] Posiva Oy: POSIVA 2013-01 (2013).
[3] L. Johnson: Working Report NAB 13-37, Nagra (2014).
[4] B. Grambow et al.: Final Activity Report: Project MICADO, European Commission (2010).
[5] L. Z. Evins et al.: Working Report 2014-12, Posiva Oy (2014).

*Akira Kitamura[1] and Kuniaki Akahori[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi Materials Corporation

# 国際標準模擬ガラス固化体 ISG の溶解挙動に及ぼす溶存 Mg の影響

Effects of Environmental Mg on Corrosion Behavior of International Reference HLW Glass: ISG

*平野飛翼[1]、稲垣八穂広[1]、松本遼[1]、出光一哉[1]、有馬立身[1]
[1]九大院工

ガラス固化体の溶解は地下水中の Mg との相互作用により促進または抑制される結果が報告されている。これはガラス表面に生成される Mg 含有鉱物の種類が環境条件によって複雑に変化し、ガラス溶解に与える影響も変化するためと考えられる。本研究では、国際標準模擬ガラス固化体（ISG）についてマイクロチャネル流水試験により、Mg 濃度をパラメータとした溶解試験を行い、その溶解挙動を評価した。

**キーワード**：高レベルガラス固化体、マイクロチャネル流水試験、Mg との相互作用、Mg-silicate、Hydrotalcite

1. **実験**　マイクロチャネル流水試験装置の概念図を Fig.1 に示す。濃度の異なる $MgCl_2$ 水溶液（$10^{-3}$ – $10^{-4}$ M, pH8.2）を反応溶液として、90℃、流速 20μL/min でガラス試料と接触･反応させた。ここで反応溶液の Mg 濃度は Brucite($Mg(OH)_2$)の溶解度を超えない様にした。反応後の溶液をサンプリングし、元素濃度測定により各元素の溶解速度を求めた。また、XRD, SEM/EDX により反応後ガラス表面の固相分析を行った。

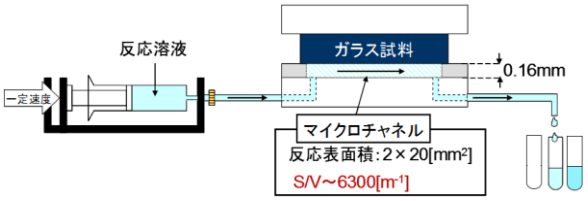



Fig.1 マイクロチャネル流水試験装置

2. **結果・考察**　ガラスの主構成元素である Si について、各 Mg 濃度における規格化溶解速度($NR_{Si}$)の経時変化の測定結果を Fig.2 に示す。$NR_{Si}$ は Mg 濃度の増加に伴い低下し、$[Mg^{2+}]=10^{-3}$M では時間と共に低下した。反応後ガラス表面の SEM 観察では層状析出物が確認された(Fig.3)。EDX, XRD 分析から析出物は Hydrotalcite($Mg_6Al_2(OH)_{16}CO_3 \cdot 4H_2O$)と推定された。これまでの研究では溶存 Mg はガラスと反応して Mg-silicate を生成させると考えられていたが、pH8.2, $[Mg^{2+}]=10^{-3}$M, $[H_4SiO_4^0]< 10^{-4}$M の条件では Mg-silicate ではなく Mg-Al-hydroxide である Hydrotalcite が生成し、ガラス表面を覆う保護膜として機能することでガラス溶解が抑制されると考えられる。

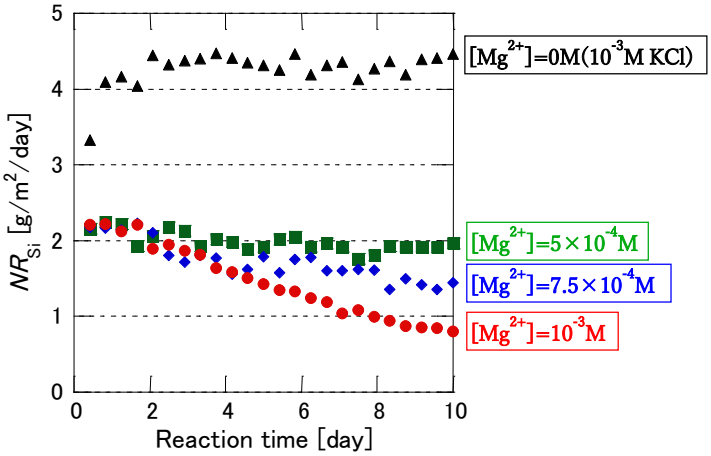
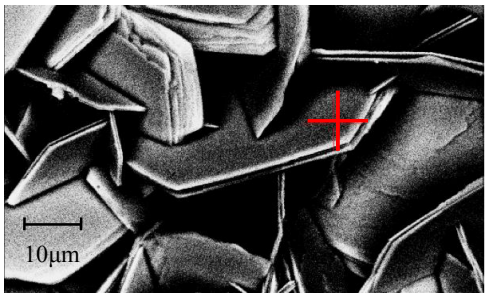



Fig.2 各 Mg 濃度における規格化溶解速度($NR_{Si}$)の経時変化




| 元素 | At% |
|---|---|
| Mg | 64 |
| Al | 21 |
| C | 10 |
| Si | 3 |
| Na | 2 |

Fig.3 反応後ガラス試料表面 SEM 画像及び EDX 分析結果
($[Mg^{2+}]=10^{-3}$M, pH8.2, 90℃, 30days)

＊本研究は、(公財)原子力安全研究協会「超長期にわたるニアフィールド変遷の評価の信頼性に係る検討（その１）」（原子力発電環境整備機構(NUMO)委託）で実施されたものである。

*Tsubasa Hirano[1], Yaohiro Inagaki[1], Ryo Matsumoto[1], Kazuya Idemitsu[1], Tatsumi Arima[1], [1]Kyushu University

# 余裕深度処分環境におけるステンレス鋼からの炭素の浸出形態の把握

Study on chemical form of carbon released from stainless steel under sub-surface disposal conditions

*中林 亮[1]，藤田 智成[1]
[1]電力中央研究所

余裕深度処分環境を模擬した高アルカリかつ低酸素条件下におけるステンレス鋼（SUS304 と SUS316）からの炭素の浸出形態について、気相及び液相分析の結果を報告する。

**キーワード：**炭素，化学形態，余裕深度処分環境，ステンレス鋼

## 1. 緒言

余裕深度処分対象となる放射化金属（ステンレス鋼）に含まれる放射化炭素は、処分の安全評価において重要核種とされているが、浸出時の炭素の化学形態については十分な知見が得られていない。本研究は、余裕深度処分環境における放射化金属からの炭素の浸出挙動に関する研究のアナログとして、非照射のステンレス鋼から浸出する炭素の化学形態を明らかにすることを目的とする。

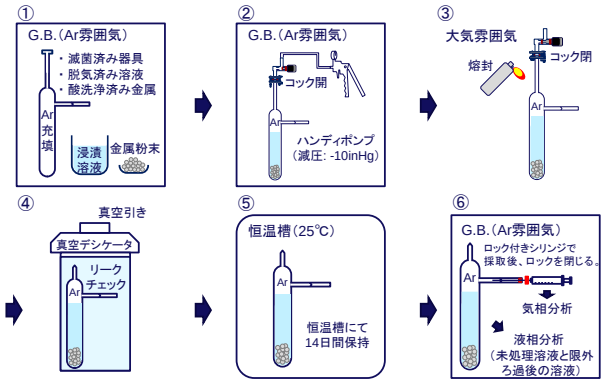



図 1　実験作業の手順

## 2. 実験

実験作業手順を図 1 に示す。浸漬溶液としては 0.005M NaOH 溶液を、金属粉末としては SUS304 と SUS316 を試験に供した。固液比は 70g/70mL であり、熔封後のヘッドスペース体積は約 20mL である。約 14 日間の浸漬期間後、グローブボックス内で気相及び液相を回収し分析に供した。なお、回収した液相の半量に対し、限外ろ過（分画分子量 10,000）を実施し、液相分析に供している。

## 3. 結果と考察

気相分析では、C1 から C4 までの低級炭化水素化学種は検出されなかった。限外ろ過実施前の溶液の分析ではギ酸と酢酸が検出されたが、その炭素濃度の合計値は全有機炭素（TOC）濃度よりも大幅に低い値であったことから、未同定（Unknown）成分が存在することが示唆された（図 2）。一方、限外ろ過実施後の溶液の分析では、TOC 濃度が限外ろ過実施前の溶液よりも減少した。さらに、Fe や Cr といった金属元素を分析したところ、限外ろ過によって濃度が大幅に減少した。浸漬後溶液の pH、Eh 下では、Fe 等の金属元素はコロイド粒子（金属水酸化物）として存在することが予想されるため、ステンレス鋼から浸出した炭素は Fe 等のコロイド粒子に収着している（つまり、コロイド様炭素として存在する（図 2））可能性が高いことが本研究によって示唆された。

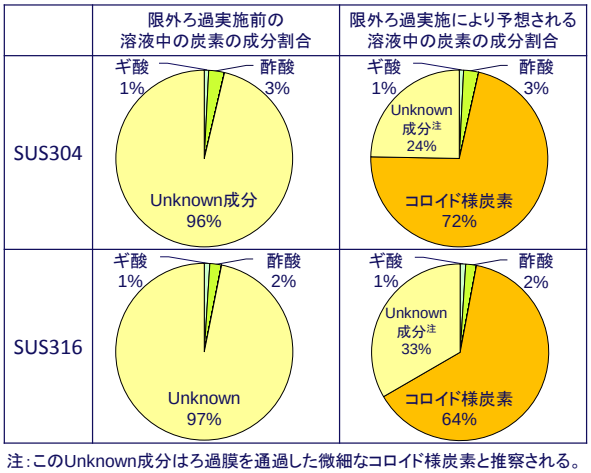



図 2　溶液中の炭素の成分割合

*Ryo Nakabayashi[1] and Tomonari Fujita[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

General Meeting

Fri. Sep 9, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room D
Kumume City Plaza - Gallery 3

**[GM3D] 「原子力青年ネットワーク連絡会」第21回全体会議**

[GM3D] General Meeting

General Meeting

# [GM3D]「原子力青年ネットワーク連絡会」第21回全体会議

Fri. Sep 9, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

## [GM3D]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Young Generation Network (YGN)

Fri. Sep 9, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D Kumume City Plaza - Gallery 3

## [PL3D] Rethinking Nuclear Governance Beyond Confrontational Views on "Central-Local" Relations

Chair: Kenta Horio (YGN, Univ. of Tokyo)

[PL3D01] Allocation of Nuclear Administration Authorities between the National and Local Governments

*Akinori Shimizu[1] (1.Fukushima Univ.)

---

[PL3D02] Local Autonomy in the Nuclear Power Plant Location Area

*Takeshi Inoue[1] (1.Fukui Pref. Univ.)

---

[PL3D03] Questions from Young Professionals

*Shin-etsu Sugawara[1,2] (1.CRIEPI, 2.YGN)

---

[PL3D04] Panel Discussion

YGN セッション

# 原子力ガバナンス再考：『中央 VS 地方』を超えて

Rethinking Nuclear Governance: Beyond Confrontational Views on “Central-Local” Relations

我が国では、原子力安全に係る規制権限は国が一元的に有しているが、原子力施設の再稼働等の判断に際して、施設の立地する道県や市町村が実質的に様々な形で関与してきた。こうした自治体の関与をめぐっては、原子力事業の遂行に対する住民意見の反映や地域社会としての意思決定機会の確保といった評価が与えられる一方、法令に基づく規制プロセスの外部でこれらの関与が行われる点や、首長判断における不透明性、事業運営上の予見可能性の低さといった問題も指摘されている。

当該問題についての議論提起は福島原子力事故以前から既になされており、事故の後にも国と自治体の役割分担明確化の必要性に対する指摘は出されていた。しかし現実には、原子力発電所の再稼働が進められるなかで、当該問題に対する抜本的な検討と見直しに至らないまま、自治体の首長が実質的に大きな役割を果たす状況が経路依存的に続いている。

この問題は、「発電所の再稼働に対する地元同意」という観点から、若手実務者・研究者の間でも関心が高いテーマである。しかし、当該問題を議論する上では、原子力安全の基礎的理解にとどまらず、行政学・行政法学、地方自治・地方分権論、ガバナンス論、地域社会学等の複合的視座が求められ、すぐれて学際的な問題領域であるため、これまで若手原子力関係者がそれらを包括的に学び議論する機会は限られてきた。

そこで本セッションでは、行政法・環境法や行政学、地方自治等に詳しい有識者に講演をお願いし、当該問題を議論する上で必要な視座や知識の獲得を目指す。まず福島大学の清水晶紀准教授より、行政法・環境法の立場から、「原子力行政をめぐる国と地方の役割分担」について講演していただく。次いで、福井県立大の井上武史講師より、地方自治や地域政策の観点から、「原子力立地地域における自治と自立」というテーマで講演していただく。加えて、原子力に携わる若手から問題提起を行い、講演者と若手によるパネル討論及び質疑応答を通じて、若手参加者の当該問題に対する理解を深める。パネル討論では、単に「中央 VS 地方」という二項対立的関係にとどまらず、「原子力利用を進める上で、立地地域の自治体・住民も含めたガバナンスはどうあるべきか？」という、より大局的且つ根源的な問題設定から、登壇者及び参加者相互の議論の深化を図りたい。

YGN セッション

# 原子力ガバナンス再考：『中央 VS 地方』を超えて

Rethinking Nuclear Governance: Beyond Confrontational Views on “Central-Local” Relations

我が国では、原子力安全に係る規制権限は国が一元的に有しているが、原子力施設の再稼働等の判断に際して、施設の立地する道県や市町村が実質的に様々な形で関与してきた。こうした自治体の関与をめぐっては、原子力事業の遂行に対する住民意見の反映や地域社会としての意思決定機会の確保といった評価が与えられる一方、法令に基づく規制プロセスの外部でこれらの関与が行われる点や、首長判断における不透明性、事業運営上の予見可能性の低さといった問題も指摘されている。

当該問題についての議論提起は福島原子力事故以前から既になされており、事故の後にも国と自治体の役割分担明確化の必要性に対する指摘は出されていた。しかし現実には、原子力発電所の再稼働が進められるなかで、当該問題に対する抜本的な検討と見直しに至らないまま、自治体の首長が実質的に大きな役割を果たす状況が経路依存的に続いている。

この問題は、「発電所の再稼働に対する地元同意」という観点から、若手実務者・研究者の間でも関心が高いテーマである。しかし、当該問題を議論する上では、原子力安全の基礎的理解にとどまらず、行政学・行政法学、地方自治・地方分権論、ガバナンス論、地域社会学等の複合的視座が求められ、すぐれて学際的な問題領域であるため、これまで若手原子力関係者がそれらを包括的に学び議論する機会は限られてきた。

そこで本セッションでは、行政法・環境法や行政学、地方自治等に詳しい有識者に講演をお願いし、当該問題を議論する上で必要な視座や知識の獲得を目指す。まず福島大学の清水晶紀准教授より、行政法・環境法の立場から、「原子力行政をめぐる国と地方の役割分担」について講演していただく。次いで、福井県立大の井上武史講師より、地方自治や地域政策の観点から、「原子力立地地域における自治と自立」というテーマで講演していただく。加えて、原子力に携わる若手から問題提起を行い、講演者と若手によるパネル討論及び質疑応答を通じて、若手参加者の当該問題に対する理解を深める。パネル討論では、単に「中央 VS 地方」という二項対立的関係にとどまらず、「原子力利用を進める上で、立地地域の自治体・住民も含めたガバナンスはどうあるべきか？」という、より大局的且つ根源的な問題設定から、登壇者及び参加者相互の議論の深化を図りたい。

YGN セッション

# 原子力ガバナンス再考：『中央 VS 地方』を超えて

Rethinking Nuclear Governance: Beyond Confrontational Views on “Central-Local” Relations

我が国では、原子力安全に係る規制権限は国が一元的に有しているが、原子力施設の再稼働等の判断に際して、施設の立地する道県や市町村が実質的に様々な形で関与してきた。こうした自治体の関与をめぐっては、原子力事業の遂行に対する住民意見の反映や地域社会としての意思決定機会の確保といった評価が与えられる一方、法令に基づく規制プロセスの外部でこれらの関与が行われる点や、首長判断における不透明性、事業運営上の予見可能性の低さといった問題も指摘されている。

当該問題についての議論提起は福島原子力事故以前から既になされており、事故の後にも国と自治体の役割分担明確化の必要性に対する指摘は出されていた。しかし現実には、原子力発電所の再稼働が進められるなかで、当該問題に対する抜本的な検討と見直しに至らないまま、自治体の首長が実質的に大きな役割を果たす状況が経路依存的に続いている。

この問題は、「発電所の再稼働に対する地元同意」という観点から、若手実務者・研究者の間でも関心が高いテーマである。しかし、当該問題を議論する上では、原子力安全の基礎的理解にとどまらず、行政学・行政法学、地方自治・地方分権論、ガバナンス論、地域社会学等の複合的視座が求められ、すぐれて学際的な問題領域であるため、これまで若手原子力関係者がそれらを包括的に学び議論する機会は限られてきた。

そこで本セッションでは、行政法・環境法や行政学、地方自治等に詳しい有識者に講演をお願いし、当該問題を議論する上で必要な視座や知識の獲得を目指す。まず福島大学の清水晶紀准教授より、行政法・環境法の立場から、「原子力行政をめぐる国と地方の役割分担」について講演していただく。次いで、福井県立大の井上武史講師より、地方自治や地域政策の観点から、「原子力立地地域における自治と自立」というテーマで講演していただく。加えて、原子力に携わる若手から問題提起を行い、講演者と若手によるパネル討論及び質疑応答を通じて、若手参加者の当該問題に対する理解を深める。パネル討論では、単に「中央 VS 地方」という二項対立的関係にとどまらず、「原子力利用を進める上で、立地地域の自治体・住民も含めたガバナンスはどうあるべきか？」という、より大局的且つ根源的な問題設定から、登壇者及び参加者相互の議論の深化を図りたい。

Planning Lecture | Technical division and Network | Young Generation Network (YGN)

# [PL3D] Rethinking Nuclear Governance

Beyond Confrontational Views on "Central-Local" Relations

Chair: Kenta Horio (YGN, Univ. of Tokyo)

Fri. Sep 9, 2016 1:00 PM - 2:30 PM  Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

## [PL3D04]Panel Discussion

近年、原子力発電所の再稼働や停止をめぐる立地県知事の動向が注目を浴びており、規制権限のない自治体が関与すること自体を問題視する声も聞かれる。本セッションでは、この問題を、法的権限の有無や「中央VS地方」という二項対立にとどまらず、「我が国の原子力利用をめぐる、立地地域の自治体・住民も含めたガバナンスはどうあるべきか」という問題として捉え直し、行政法や地方自治分野の知見も踏まえつつ、より根本的な議論を行う場を設定する。若手会員を中心に、関連する分野の知見を真摯に学び、建設的な議論に参加していただける人を歓迎する。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Fri. Sep 9, 2016 9:40 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 12:40 AM - 3:00 AM UTC | Room E
Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [3E01-09] Characterization of Fuel Debris

Chair: Yoshinao Kobayashi (Tokyo Tech)

9:40 AM - 9:55 AM JST | 12:40 AM - 12:55 AM UTC

### [3E01] Characterization of Fuel Debris (28'A)

(1)Outline of the Project

*HIDEKI OGINO[1], KIMIHIKO YANO[1], MASAHIDE TAKANO[1], TADAHIRO WASHIYA[1], YASUAKI MIYAMOTO[1], SHOHEI KAWANO[2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Japan Atomic Energy Agency), 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Toshiba Corporation))

9:55 AM - 10:10 AM JST | 12:55 AM - 1:10 AM UTC

### [3E02] Characterization of Fuel Debris (28'A)

(2)Mechanical properties of Zr(O)

*Takanori Hoshino[1,2], Nobuo Okamura[1,2], Masayuki Watanabe[1,2], Kenji Koizumi[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency)

10:10 AM - 10:25 AM JST | 1:10 AM - 1:25 AM UTC

### [3E03] Characterization of Fuel Debris (28'A)

(3)Influence of Minor Additives on the Phase Relationships of (U,Zr)$O_2$ Simulated Fuel Debris

*Masahide Takano[1,2], Atsushi Onozawa[1,2], Ayako Sudo[1,2] (1.JAEA, 2.IRID)

10:25 AM - 10:40 AM JST | 1:25 AM - 1:40 AM UTC

### [3E04] Characterization of Fuel Debris (28'A)

(4)Characterization of simulated MCCI products by light-concentrating heating

*Ayako Sudo[1,2], Masahide Takano[1,2], Atsushi Onozawa[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

10:40 AM - 10:55 AM JST | 1:40 AM - 1:55 AM UTC

### [3E05] Characterization of Fuel Debris (28'A)

(5)Phase and microstructure of large scale MCCI test product

*Toru Kitagaki[1], Hirotomo Ikeuchi[1], Kimihiko Yano[1], Hideki Ogino[1], Laurent Brissonneau[2], Brigitte Tormos[2], Pascal Piluso[2] (1.IRID/JAEA, 2.CEA)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

### [3E06] Characterization of Fuel debris (28'A)

(6)Large-scale simulated debris examination using $UO_2$ at NNC Kazakhstan

*Shohei Kawano[1], Takahiro Hayashi[1], Yuya Takahashi[1], Masaki Asano[1], Naomitsu Toyohara[1] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Toshiba Corp.))

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

### [3E07] Characterization of Fuel Debris (28'A)

(7)High-temperature behavior of fuel debris and stainless steel

*Yuya Takahashi[1], Shohei Kawano[1], Takahiro Hayashi[1], Yasuo Morishima[1], Masumitsu Toyohara[1] (1.IRID(Toshiba))

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

### [3E08] Characterization of Fuel Debris (28A')

(8)Evaluation of Water Content and Drying Characterization for Fuel Debris

*Seiya Suzuki[1,2], Akira Nakayoshi[1,2], Nobuo Okamura[1,2], Masayuki Watanabe[1,2], Kenji Koizumi[1,2]
(1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3E09] Characterization of Fuel Debris (28'A)

(9)Oxidation behavior of simulated fuel debris

*Masahiro Nishina[1], Shun Hirooka[1], Kyoichi Morimoto[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# 燃料デブリの性状把握(28’A)
# (1)プロジェクトの全体概要

Characterization of Fuel Debris (28’A)

(1) Outline of the Project

*荻野 英樹[1]，矢野 公彦[1]，高野 公秀[1]，鷲谷 忠博[1]，宮本 泰明[1]，川野 昌平[2]

[1]IRID（原子力機構），[2] IRID（東芝）

福島第一原子力発電所の廃炉作業に向けて燃料デブリの性状を推定するため、燃料デブリの性状把握プロジェクトを実施している。本報ではプロジェクトの全体概要を報告する。

**キーワード**：燃料デブリ、溶融炉心・コンクリート反応、廃炉、模擬デブリ、性状分析

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉に向けて安全かつ着実な燃料デブリ取出し方法を選定し、その特性に応じた取り出し治具や収納容器を設計・製作するためには、機械的及び熱的物性、含水特性等の燃料デブリの性状を十分に把握しておく必要がある。そこで、本プロジェクトでは、燃料デブリ取り出し工法検討及び機器・装置開発、燃料デブリの収納・移送・保管の技術開発等の検討にあたって必要な燃料デブリの性状に関する情報を取得することを目的として、模擬デブリを活用した特性評価に係る研究開発を実施した。また、燃料デブリの分析を実現可能とするために、分析シナリオの検討及び分析要素技術開発を実施した。

## 2. プロジェクトの概要

### 2-1. 模擬デブリを活用した特性評価

模擬デブリを活用した試験によりデータを取得し燃料デブリの性状を推定した。炉心冷却時に用いられた海水や溶融炉心によって生じたと想定されている溶融炉心・コンクリート反応（MCCI）等の1F 特有な事象に係る燃料デブリの生成相、硬さ等への影響については、主に模擬デブリを活用した小規模試験により評価し、燃料デブリの性状不均一性については、金属・セラミックスの混合溶融固化体の性状をカザフスタン国立原子力センターと、MCCI 生成物の性状をフランス原子力・代替エネルギー庁と協力し、大型サンプルを得て評価した。これら試験により取得した燃料デブリの性状データを既知の情報とともに燃料デブリの特性リストとして取りまとめた。これら取りまとめた情報は燃料デブリの取り出しや収納・移送・保管等に係る技術開発のインプット情報として利用されている。また、燃料デブリの乾式保管に伴う前処理設備（乾燥設備等）の検討データとして提供するために、燃料デブリの含水・乾燥特性等の基礎データも取得している。

### 2-2. 燃料デブリ等の分析要素技術の開発

燃料デブリの分析について、サンプル採取場所から分析施設までの一連の分析作業フローを検討した。この際、早期のサンプル取得を想定し、既存施設を例とした分析作業フローを検討するとともに分析実施に係る課題を摘出した。また、分析要素技術開発として、アルカリ融解法による燃料デブリの溶解方法並びに本法による溶解液を前提とした誘導結合プラズマ発光分光分析装置（ICP-AES）による元素定量分析方法の検討及び燃料デブリの 1F 構外輸送に係る安全解析を実施した。

---

* Hideki Ogino [1], Kimihiko Yano [1], Masahide Takano[1], Tadahiro Washiya[1], Yasuaki Miyamoto[1] and Shohei Kawano[2]

[1] IRID (JAEA), [2]IRID (Toshiba Corp.)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

# 燃料デブリの性状把握（28’A）
# （2）Zr(O)の機械的性質評価

Characterization of Fuel Debris (28’A)
(2) Mechanical Properties of Zr(O)

*星野 貴紀，岡村 信生，渡辺 雅之，小泉 健治
技術研究組合国際廃炉研究開発機構（日本原子力研究開発機構）

過酷事故時の炉内には、$(U,Zr)O_2$に代表される酸化物相のデブリのみならず、ジルカロイ中に酸素が固溶した$\alpha$-Zr(O)などの金属相のデブリも存在すると考えられる。様々な条件で作製した Zr(O)の機械的性質を測定した結果、Zr 中に O が固溶することで金属の機械的性質から酸化物に近い性質を示すことを確認した。

**キーワード：デブリ、金属相、機械的性質、硬さ、弾性率、破壊靭性**

## １．緒言

デブリ取出しの工法の検討や装置設計に資する基礎物性データ（「燃料デブリ特性リスト」[1]）を整備するために、炉内に存在することが予想される物質を作製して、それらの機械的性質を評価してきた。本報では$\alpha$-Zr(O)を対象とし、その機械的性質を変化させる酸素濃度をパラメータとした試料を作製して、ビッカース硬さ、弾性率、破壊靭性を測定した。その他に、燃料成分である $UO_2$と反応させた試料や、実際の被覆管に添加されている Ni や Cr などの影響を確認するためにジルカロイ-2 を用いた試料も作製した。

## ２．実験

試料は、Zr またはジルカロイ-2 と酸素供給源として$ZrO_2$をアーク溶融炉により溶融・混合して作製した。酸素濃度は、Zr-O 状態図より酸素の固溶限である 28.6 at%以下で 8 条件（ジルカロイ-2 試料は 3 条件）をパラメータとした。また、熱履歴の影響を確認するために、一部の試料には、Zr(O)が相変態する温度（863℃）付近で焼鈍（アニール）処理を施した。U 含有試料については、U 濃度が 0.4、0.8、3.0 at%の 3 種類となるように Zr、$ZrO_2$、$UO_2$を混合した後、黒鉛製の加熱体を有する高温電気炉を用いて 2000℃で溶融させた。

## ３．結果・考察

作製した$\alpha$-Zr(O)を含む試料は、酸素濃度とともに密度が増加し、ひび割れ（クラック）や気孔が発生し易くなった。機械的性質は酸素濃度の増加に伴いビッカース硬さは 7.95 GPa まで、弾性率（右図参照）は 208 GPa まで増加した。これらの値は、限られた酸素濃度について存在する文献値と一致していた。破壊靭性は酸素濃度が約 10 at%までは大きく減少し、それ以上でほぼ一定であった。これらの結果から、$\alpha$-Zr(O)は酸素濃度が増加するにつれて、機械的性質が金属よりはむしろ正方晶の$ZrO_2$に近づくことが分かった。また、XRD による分析の結果、$\alpha$-Zr(O)は金属の Zr と同じ六方最密充填構造であり、さらに格子定数が大きくなっていたことから、結晶構造上ビッカース硬さや弾性率は低下するものと予想されたが、反対の傾向を示した。これは、固溶した酸素イオンが Zr とイオン結合をすることにより、Zr による金属結合よりも強固な性質に変化した影響が考えられる。ジルカロイ-2 の添加物による機械的性質への影響は確認されなかったが、アニール処理の効果は、高い酸素濃度の試料でのみ機械的性質を低下させることが確認された。U 含有試料は、U 濃度の増加に伴い固溶硬化によりビッカース硬さと弾性率は一旦増加するが、より高い U 濃度では反対に減少した。これは、U が Zr と O のイオン結合を阻害したためと考えられる。破壊靭性は、$\alpha$-Zr(O)の結晶構造内に U が入り込むことでクラック進展が抑制されるため増加した。

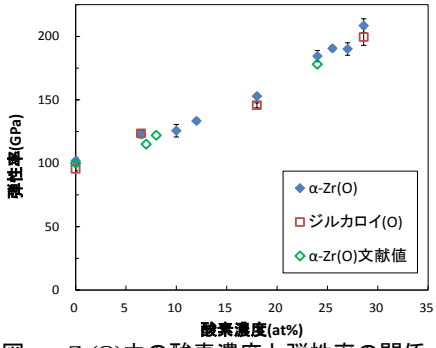



図　$\alpha$-Zr(O)中の酸素濃度と弾性率の関係

### 参考文献

[1] 荻野ら，”燃料デブリの性状把握(28’A)　(1)プロジェクトの全体概要”，日本原子力学会 2016 年秋の大会(2016)

*Takanori Hoshino, Nobuo Okamura, Masayuki Watanabe, Kenji Koizumi
International Research Institute for Nuclear Decommissioning (Japan Atomic Energy Agency)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ性状把握・処置技術の開発）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

# 燃料デブリの性状把握（28'A）
# （3）二酸化物模擬デブリ相状態への少量固溶元素の影響

Characterization of Fuel Debris (28'A)

(3) Influence of Minor Additives on the Phase Relationships of $(U,Zr)O_2$ Simulated Fuel Debris

*高野 公秀，小野澤 淳，須藤 彩子

IRID（原子力機構）

燃料デブリの性状把握を目的とし、酸化物デブリの主成分である$(U,Zr)O_2$に希土類、Fe、Caの酸化物を少量固溶させた模擬デブリを作製して、相、酸化状態、微小硬さへの影響を調べた。

**キーワード**：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，性状把握，相関係，微小硬さ

**1. 緒言**　福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出しに向けた性状把握研究として、これまで酸化物デブリの主成分である$(U,Zr)O_2$の性状を調べて来たが、ここでは、より実際に近い系として、希土類（可燃性毒物及びFP）、Fe（ステンレス鋼由来）、Ca（海水塩及びコンクリート由来）の酸化物を少量固溶させた模擬デブリ試料を作製し、これら固溶元素による性状（相・組織、酸化挙動、微小硬さ）への影響を調べた。

**2. 実験方法**　徐冷条件で冷えた酸化物デブリの模擬として、$UO_2$、$ZrO_2$、RE（$Gd_2O_3$, $Nd_2O_3$）、$Fe_2O_3$、CaOの各粉末を種々の組成で混合・粉砕・成型し、Ar 気流中 1600～1700℃で焼結して定比組成近傍の$(U,Zr,RE,Fe,Ca)O_2$焼結体を得た。これらを酸素分圧 $1\times10^{-3}$ atm、1400℃（$UO_{2.20}$条件）又は1000℃（$U_3O_{8-z}$条件）で長時間焼鈍し、生成相、組織、微小硬さの変化をX線回折、SEM/EDX、マイクロビッカース硬度計でそれぞれ調べた。一方、急冷条件を模擬するため、混合物成形体を集光加熱により溶融した状態から、光源を遮断することで急速に固化し、断面の性状を上記徐冷条件の試料及びTMI-2デブリと比較検討した。

**3. 結果**　まず、既存知見の少ない$UO_2$及びUリッチの立方晶$(U,Zr)O_2$へのFeの固溶度を調べた結果、定比組成近傍ではFe(II)として2 mol%弱、$UO_{2.2}$となる超化学量論組成条件ではFe(III)として4 mol%弱であることを明らかにした。$(U,Zr)O_2$へのFe酸化物の固溶の影響として、Uリッチの立方晶とZrリッチの正方晶が微細に入り混じった二相分離組織が形成されやすいことであり、同じく徐冷条件であったと推測されるTMI-2デブリの溶融プール部とよく似た微細組織が観察された（図1 写真c及びd）。希土類固溶の影響として、$U_3O_8$–$ZrO_2$系固溶体あるいは斜方晶の U(V)-Zr-O 系酸化物が生じる酸化条件化でも、立方晶の$(U,Zr,RE)O_{2+x}$超化学量論組成二酸化物が安定に存在する温度領域が低温側に広がることがわかった。CaO固溶の影響は、定比組成近傍あるいは亜化学量論組成条件において、正方晶のZrリッチ$(U,Zr)O_2$が立方晶に安定化され、UリッチとZrリッチの二相の立方晶が共存することである。$(U,Zr)O_2$の超化学量論組成への酸化と、希土類、Fe、Ca酸化物の固溶は、全般的に硬さが増す方向に作用することがわかった。

溶融状態から急冷により固化した$(U,Zr,RE,Fe)O_2$は、図1 写真aに示すように立方晶単相組織であり、同じく急冷条件であったと推測されるTMI-2デブリの上部クラスト（写真b）と似た組織である。写真aとbに見られる立方晶単相組織の微小硬さは12～14.5 GPaであるのに対し、写真cとdに見られる二相が微細に入り混じった組織では8～11 GPaと硬さが低い傾向にある。

**4. 結論**　希土類、Fe、Ca酸化物の$(U,Zr)O_2$への固溶による相状態、酸化挙動、硬さへの影響を明らかにするとともに、模擬デブリとTMI-2デブリとで、冷却条件と組織・硬さの相関関係に共通の傾向があることを確認した。

本件は、IRIDが補助事業者として実施した平成26年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握）」に係わる補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

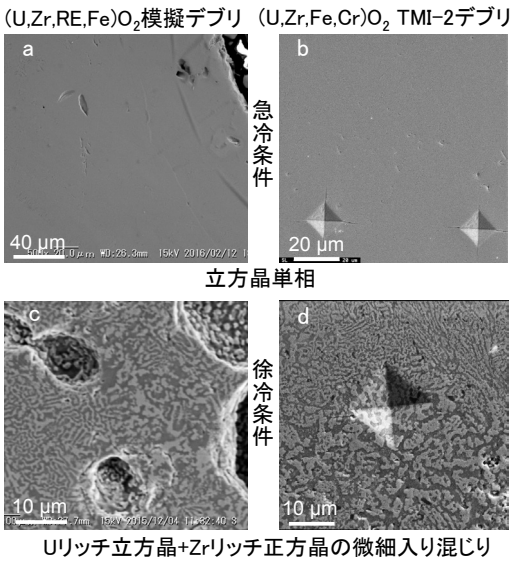



図1 模擬デブリとTMI-2デブリの組織の比較

*Masahide Takano, Atsushi Onozawa and Ayako Sudo
IRID (JAEA)

# 燃料デブリの性状把握（28'A)
# (4) 集光加熱による模擬 MCCI 試料中の生成相の評価

Characterization of Fuel Debris (28'A)

(4) Characterization of Simulated MCCI Products by Light-concentrating Heating

*須藤　彩子，高野　公秀，小野澤　淳

IRID（原子力機構）

MCCI 生成物の性状評価のため、主な炉心材料に模擬FP、海水塩等を加えた成形体をコンクリート上で局所集光加熱により溶融させ、コンクリートとの反応生成物を調べた。

**キーワード：**炉心溶融物、コンクリート、MCCI、集光加熱、反応界面

**1. 緒言**　1F事故では、炉心溶融物が格納容器床に流下し、コンクリートとの反応(MCCI)生成物を形成していると推測される。今後の燃料デブリ取出しを初めとする廃止措置を進めるためには、デブリの多くを占めるMCCI生成物の化学形や特性を把握することが重要である。ここでは、炉心材料由来のZr、$(U,Zr)O_2$、ステンレス鋼等に、模擬FP、可燃性毒物、海水塩を加えた混合物成形体とコンクリートの局所集光加熱反応試験を実施し、生成相を調べた結果を報告する。

**2. 実験**　炉心溶融物の構成材料として、$(U_{0.5}Zr_{0.5})O_2$/Zr/SUS316L/$B_4C$/$GdO_{1.5}$/PGM（PGM: Mo-Ru-Rh-Pd合金）混合物成形体（約1.5g、直径10.2mm）を用いた。直径25mmの円柱状に固化したコンクリート片の上に、少量の海水塩を敷き、その上に成型体を置いた。ランプ出力最大3kWの集光加熱装置を用い、$N_2$-0.1%$O_2$気流中で、成型体の中心に集光してコンクリート上面とともに溶融させた。冷却固化後の鉛直断面を光学顕微鏡及びSEM/EDXで観察・分析し、深さ方向の生成相と組織の変化を調べた。

**3. 結果・考察**　コンクリート上で炉心成分成型体を加熱したところ、先ず成型体に液相が生じ、次いで伝熱により溶融したコンクリートの液相と混合が進んだ。固化後の鉛直断面全体像を図1上段に示す。図1写真Aに示す通り、完全に溶融した上層部分では、ケイ酸ガラス中に $(U,Zr)O_2$ がデンドライト状に固化した組織が観察され、$(U,Zr)O_2$ には希土類(Gd)及びコンクリート由来のCaが固溶するほか、微量のFe, Cr, Mg, Alが固溶していた。この二酸化物は、Ca等の固溶により立方晶単相に安定化されている。一方ケイ酸ガラス中には炉心成分由来のU, Zr, Gd, Fe, Cr等が溶解していた。図1写真Bは酸化せずに残存した粒子状金属の組織写真である。この粒子はFe-Ni-Mo-Ru-Rh-Pd系合金が2～3相できており、SUS由来のCrが全量酸化するような酸化条件下でも、Moと白金族元素はFe、Niとの合金として比較的安定に残存していることがわかった。海水塩成分は、大部分は蒸発してベルジャー内面に付着したが、合金粒内にFeS型の硫化物生成が確認された。

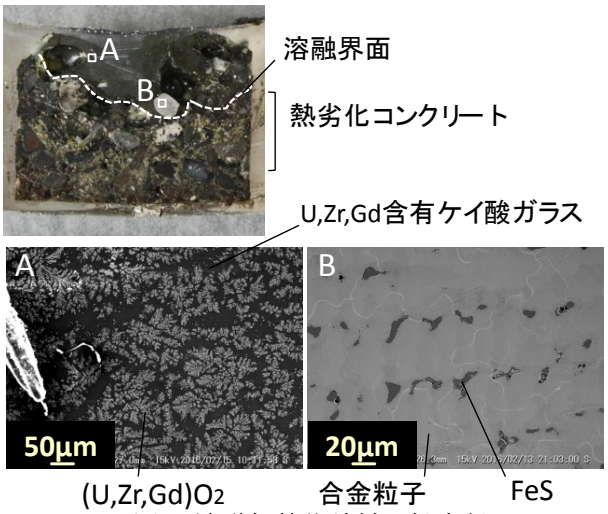


図 1 溶融加熱後試料の鉛直断面

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握)」に係わる補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

* Ayako Sudo, Masahide Takano, and Atsushi Onozawa

IRID (JAEA)

# Characterization of Fuel Debris (28'A)
# (5) Phase and microstructure of large scale MCCI test product

*Toru Kitagaki[1], Hirotomo Ikeuchi[1], Kimihiko Yano[1], Hideki Ogino[1],
Laurent Brissonneau[2], Brigitte Tormos[2], Pascal Piluso[2]
[1]IRID/JAEA, [2]CEA/DEN

Under a collaborative agreement with the Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), the phases and microstructures of large-scale MCCI test products from PLINIUS/VULCANO experiments have been analyzed. The phases and microstructures vary at different sampling locations, each of which is representative of a product to be generated under severe accident conditions and which is considered to be close to that of 1F1.

**Keywords:** MCCI, Phase, Microstructure

**1. Introduction**: In case of failure of the RPV during severe accident progression, there will be an interaction between molten corium and the concrete in containment vessel, presumably as in the case of Fukushima Daiichi NPP unit 1 (1F1). In this situation, a specific liquid will be produced and solidify with a partial effect by the local elemental composition and cooling conditions. Scaling effect plays a role in the concrete ablation phenomena caused by the molten pool, and the concrete ablation concentrates concrete components in the molten pool, the so-called Molten Core Concrete Interaction (MCCI). For these reasons, large scale MCCI VULCANO experiments [1] are able to be representative of reactor case conditions especially for oxidic and metallic corium mixtures. Material samples of VULCANO VBS-U4 test have been chosen to have a better understanding of the characteristics of the solid materials with post-test analysis. These characteristics will be very useful to estimate severe accident progression and to develop decommissioning technologies such as fuel debris removal and storage.

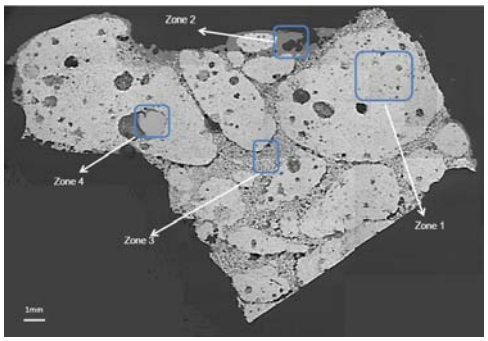


Figure 1 Cross section of molten pool sample

**2. Experiment** The phases and microstructures of five samples obtained from different locations of VBS-U4 test product: upper crust, molten pool, boundary with lateral concrete wall, metallic layer and bottom crust, were analyzed by scanning electron microscopy couple with energy dispersion spectroscopy and x-ray diffraction [2].

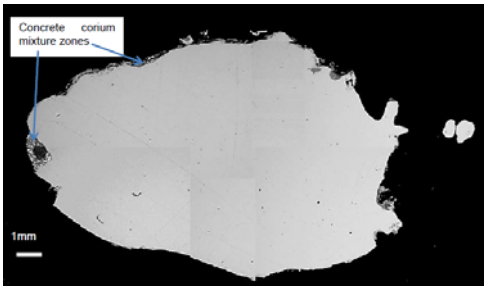


Figure 2 Cross section of metallic sample

**3. Results** Upper crust is composed of a metallic part and the massive oxides which contain concrete rich and corium rich zones. In the molten pool sample, round-edged corium rich oxides which diameters are 1-10 mm are surrounded by concrete rich oxides as shown in Figure 1. The sample in contact with vertical concrete walls is similar to the molten pool sample. The sample of metallic layer is a homogeneous Fe-Cr-Ni alloy as shown in Figure 2. The major part of the sample obtained from bottom crust is a large oxide corium rich zone and the concrete zones are located at the edges of the sample as shown in Figure 3. It contains remnants of aggregates and the many bubbles produced by concrete decomposition gas which diameters are a few millimeters.

Main phases are $SiO_2$ forming a variety of crystal structures, $(U,Zr)O_2$ in varying proportions, α-Fe, $Fe_3O_4$, $Cr_2O_3$, and $ZrSiO_4$ which includes small amounts of U which is detected only in the bottom crust. These phases form heterogeneous microstructures in the samples except for the metallic layer. The local proportion of Fe-Cr-Ni is different from the initial stainless steel composition and depends on the local oxidation process during MCCI phenomena.

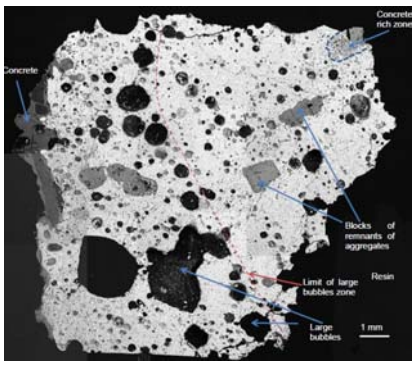


Figure 3 Cross section of bottom crust sample

**References** [1] C.Journeau et al., Nucl. Eng. Tech., 44, 3, 261 (2012).
[2] K.Yano et al, 2015 Fall Meeting of AESJ, G38.

**Acknowledgement** VULCANO VBS-U4 test was performed by CEA in the frame of an agreement between CEA, EDF, IRSN, GDF-Suez and SARNET. This work is a part of the results of the R&D program "Project of Decommissioning and Contaminated Water Management in FY2013 and FY2014 Supplementary budget (Characterization of Fuel Debris & Development of Management Technology for Fuel Debris)" by IRID.

# 燃料デブリの性状把握(28'A)
# (6) カザフスタン NNC における $UO_2$を用いた大型模擬デブリ試験

Characterization of Fuel Debris (28'A)

(6) Large-scale simulated debris examination using $UO_2$ at NNC Kazakhstan

*川野 昌平[1]，林 貴広[1]，浅野 真毅[1]，高橋 優也[1]，豊原 尚実[1]

[1]IRID（東芝）

福島第一原子力発電所の廃炉作業に向けた燃料デブリ性状把握の一環として、カザフスタン国立原子力センターと共同で実施した模擬デブリ試験について報告する。

**キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、$UO_2$、金属、セラミックス、材料特性**

**１．緒言**　福島第一原子力発電所（1F）燃料デブリの性状予測のため、国内では $UO_2$を用いて小型模擬デブリを作り、材料特性取得が行われている。一方、1F 燃料デブリは注水による冷却や、原子炉構造材料との混合など複雑な過程を経て不均質な固化物となることが想定されるため、カザフスタン国立原子力センター（NNC）の燃料溶融実験設備[1]を用いて大型の模擬デブリを作製し、燃料デブリ取出し技術開発等に必要となる特性を評価した。

**２．目的と方法**　米国スリーマイル島原子力発電所 2 号炉では、クラストと呼ばれるセラミックスと金属が不均一固化した燃料デブリの切断や破砕が最も困難であった[2]。そこで不均一な 1F 燃料デブリを模擬するため、金属セラミックス溶融固化体を作製し、性状把握することを第一の目的とした（徐冷試験）。さらに溶融燃料が注水急冷されると粉状に固化するため、水冷を模擬した試験を実施し、臨界管理や取り出し時の飛散の観点から粉状デブリの物性取得を第二の目的とした（急冷試験）。溶融燃料の組成は炉心の平均重量比（$UO_2$:71.5%，Zr:27.8%，$B_4C$:0.7%)、重量は約 60kg である。受皿内に炉内構造材の SUS304, SUS316L, Ni 基合金 Alloy600，および圧力容器材の低合金鋼 SQV2A の板を設置した。供試材を 2400℃に加熱溶融後、受皿に落下させ試験体を作製した。徐冷試験では溶融燃料落下後は空冷し、受皿の溶融を防ぐため外面を一時的に水冷した。一方急冷試験では溶融燃料を水張りした受皿に落下しさらに注水した。製作した試験体の断面観察や粉状固化物の粒径分布、密度等を測定した。

**３．結果・考察**　図 1 に徐冷試験による金属セラミックス溶融固化体の外観および特徴を示す。受皿上部に粉状固化物が堆積し、その下に溶融燃料が固化した灰色の塊状固化物が形成された。金属板は熱により溶融し燃料デブリの隙間に浸透し、金属とセラミックスが一体化した構造であった。また、セラミックス部断面には金属成分の混入が観察された。セラミックス部の硬さは 600～1400 HV であり、$UO_2$、$ZrO_2$単体の硬さ（約 600 HV、約 1350 HV）の範囲内であり、金属成分混入による顕著な硬さ上昇は認められなかった。本発表では急冷試験による粉状デブリの評価結果もあわせて示し、取得データの燃料デブリ取出し技術開発等への反映方法を報告する。

**参考文献**　[1] 川野他、原子力学会 2015 秋の大会、「燃料デブリの性状把握(27'A)(12) $UO_2$を用いた大型模擬デブリ試験（I）」

[2] 渡会他、原子力学会誌、Vol.32 No.4, 388, (1990)

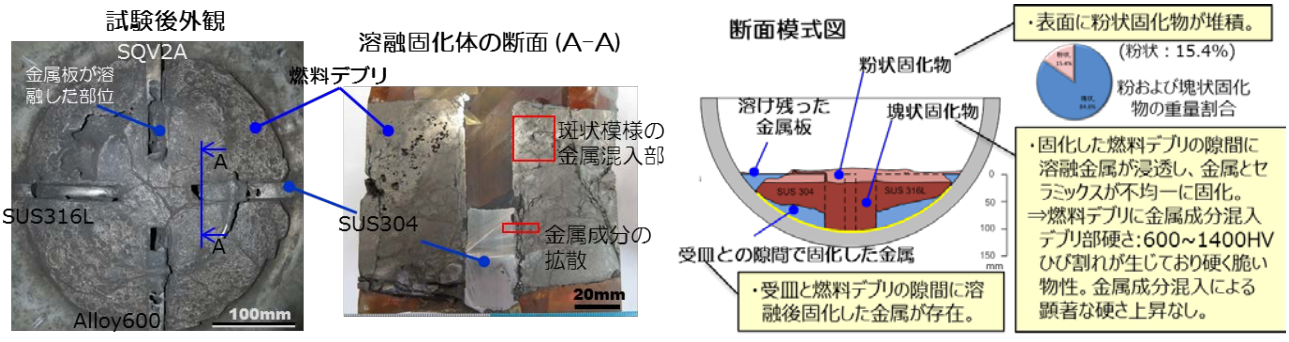



図 1　金属セラミックス溶融固化体の外観、断面および特徴

*Shohei Kawano[1], Takahiro Hayashi[1], Masaki Asano[1], Yuya Takahashi[1] and Masumitsu Toyohara[1]

[1]IRID (Toshiba Corp.)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成２６年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

# 燃料デブリの性状把握(28'A)
# (7) 燃料デブリとステンレス鋼の高温挙動

Characterization of Fuel Debris (28'A)

(7) High-temperature behavior of fuel debris and stainless steel

*高橋 優也[1]，川野 昌平[1]，林 貴広[1]，浅野 真毅[1]，豊原 尚実[1]

[1]IRID（東芝）

金属セラミックス不均一固化体の境界部における高温時の材料挙動を評価するため、カザフスタン国立原子力センターと共同で実施した模擬デブリ試験について報告する。

**キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、$UO_2$、金属、ステンレス鋼、セラミックス、材料特性**

**１．緒言**　スリーマイル島原子力発電所 2 号炉の燃料デブリ取り出しにおいて、金属セラミックス不均一固化体の加工が困難を極めたとの報告がある[1]。また、福島第一原子力発電所燃料デブリの性状予測のために実施したカザフスタン国立原子力センター（NNC）での大型模擬デブリ試験においても、金属板が熱により溶融し、燃料デブリの隙間に浸透し、金属とセラミックスが一体化した構造になることが確認されている[2]。これらの金属セラミックス不均一固化体の性状を把握するため、金属（ステンレス鋼）とセラミックス（燃料デブリ）との境界部における材料挙動を評価する試験を実施した。

**２．目的と方法**　小型模擬デブリ試験により、加熱温度、高温保持時間、化学成分が燃料デブリとステンレス鋼との境界部での反応挙動に及ぼす影響を把握した。図 1 に試験体系および試験後の断面図の一例を示す。予め溶融固化して作製した燃料デブリサンプルから円柱状サンプル(直径 11 mm, 高さ 12 mm)を採取し、その周囲にステンレス鋼である SUS304 小片を充填した後、所定温度に加熱し、溶融金属と燃料デブリとの境界部の反応生成物を評価した。試験温度は加熱温度 1300～1600℃、高温保持時間 5～120 分、化学成分として溶融燃料の組成を炉心の平均重量比（$UO_2$:71.5%, Zr:27.8%, $B_4C$:0.7%)あるいは Zr の原子数が 1/2 酸化を想定した重量比($UO_2$:68.2%, Zr:13.2%, $ZrO_2$:17.9%, $B_4C$:0.7%)とした。

**３．結果・考察**　図 2 にステンレス鋼と燃料デブリとの境界部における EDS 線分析と硬さ測定の結果を示す。セラミックスである燃料デブリ相に Fe の拡散が確認された。燃料デブリ相の硬さは 600～1200HV となっており、セラミックス単体の硬さの範囲内であり、顕著な硬さ上昇はなく、切削等の機械的加工を阻害すると考えられる特異な硬化層は確認されなかった。Fe の拡散幅は、1500℃以上において、温度および時間とともに増大する傾向を示した。また、化学成分では $ZrO_2$ が多い組成の場合、Fe の拡散相が減少していた。Zr-Fe の状態図から金属 Zr と Fe との共晶による融点の低下が考えられ、拡散促進の一要因として挙げられる。

**参考文献**　[1] 渡会他、原子力学会誌、Vol.32 No.4, 388, (1990)

[2] 川野他、原子力学会 2016 秋の大会、「燃料デブリの性状把握(28'A)(6)カザフスタン NNC における $UO_2$ を用いた大型模擬デブリ試験」

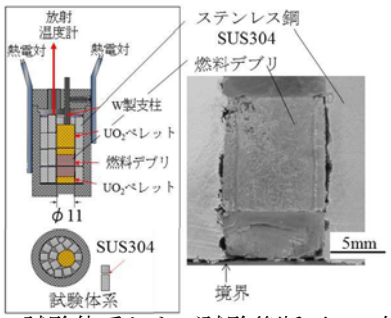



図 1　試験体系および試験後断面の一例

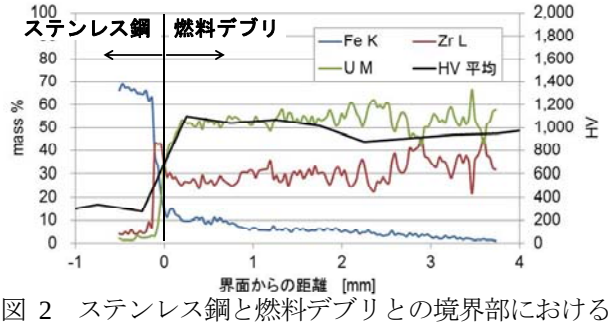



図 2　ステンレス鋼と燃料デブリとの境界部における EDS 線分析と硬さ測定結果；加熱条件:1600℃, 5 分, デブリ成分:$UO_2$:71.5%, Zr:27.8%, $B_4C$:0.7%

*Yuya Takahashi[1], Shohei Kawano[1], Takahiro Hayashi[1], Masaki Asano[1] and Masumitsu Toyohara[1]

[1]IRID (Toshiba Corp.)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成２６年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

# 燃料デブリの性状把握（28’A）
## （8）燃料デブリの含水・乾燥特性の評価（種々の燃料デブリを想定した材質について）

Characterization of Fuel Debris (28’A)

- (8) Evaluation of Water Content and Drying Characterization for Fuel Debris -

*鈴木 誠矢，仲吉 彬，岡村 信生，渡辺 雅之，小泉 健治
技術研究組合国際廃炉研究開発機構（日本原子力研究開発機構）

燃料デブリに乾式保管を適用するためには，乾燥処理により水素発生の原因となる水分を可能な限り取り除く必要がある。本報では，模擬物質を用いて，燃料デブリの乾燥条件の検討に必要となる含水・乾燥特性データを取得した。

**キーワード：燃料デブリ、収納保管、含水、乾燥**

### １．緒言

燃料デブリ取出し後の処置方策は未定であるが，何れの方策が選定されても中長期の収納・保管が必須となることから，事前に燃料デブリの含有水分に起因する水素発生などの影響を評価しておく必要がある。TMI で実績のある乾式保管を前提とした収納・保管の前処理の検討では，燃料デブリの物理形状や化学形態と含水率や乾燥速度などの関係を理解するため，乾燥特性に関する基礎データが必要となる。

H26 年度は $Al_2O_3$や $SiO_2$の多孔質試料を用いて乾燥特性のデータを取得し，材料の違いよりも空隙率や乾燥温度が影響することがわかった[1]。H27 年度は燃料デブリや MCCI 生成物の主成分として考えられている $ZrO_2$，$UO_2$およびセメントペーストの試料について，内的条件（材質・空隙率・細孔径分布）と外的条件（乾燥温度・乾燥雰囲気）の影響を調べた。

### ２．実験

材質，空隙率（20~60 [%]）および細孔径分布（0.1~50 [μm]）を変化させたペレット状試料（10mm$^{\phi L}$）を準備した。試料は真空法により含水させた後，熱重量測定装置で加熱しながら水分の蒸発に伴う重量変化を測定し，乾燥特性を評価した。乾燥温度は 100,200,300[℃]とした。ただし，セメントペーストについては，結合水の影響を考慮して 300[℃]に代わりに 1000[℃]とした。乾燥雰囲気は，He ガス掃気と減圧の 2 条件とした。

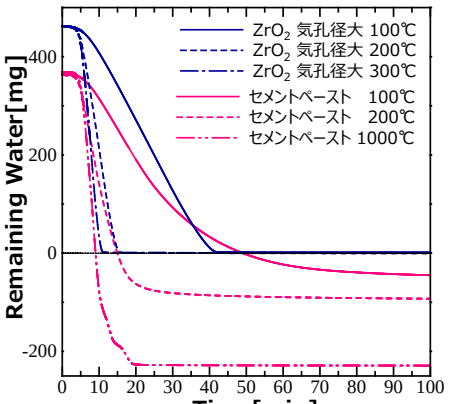


図　含水量の経時変化

### ３．結果・考察

右図に試料中含水量の経時変化を示す。$ZrO_2$の含水量は全ての温度条件において，10～40[min]で一定（変量が検出下限値の 0.5mg 以下）に達した。$UO_2$も $ZrO_2$と同様の挙動を示し，両者の乾燥特性に顕著な差はみられなかった。一方，セメントペーストでは結合水の分解の影響により，100,200[℃]は重量減少が継続し，1000[℃]のみで一定に達した。

H26 年度に得られたデータも考慮すると，セラミックス系の試料に関しては内的・外的条件に依らず，同様の乾燥特性を示すと考えられ，セラミックス系燃料デブリの乾燥条件は，コールドの材料を用いた乾燥特性データで検討することができる。また，セメントペーストは，結合水の影響で完全乾燥に時間がかかる。このため，コンクリートを含む MCCI 生成物の乾燥には注意が必要であり，目標とする乾燥状態を合理的に設定した上で乾燥条件を設定することが必要である。今後は，粉末等の形状に着目した含水・乾燥特性データを取得する。最終的には，一連の試験で得られたデータを基に，燃料デブリ乾燥装置の実機設計に必要となる情報を提供する予定である。

### 参考文献

[1] 仲吉ら，燃料デブリの性状把握（27'A）（11）燃料デブリの含水・乾燥特性の評価，2015 年秋の大会 G41（2015）

*Seiya SUZUKI, Akira NAKAYOSHI , Nobuo OKAMURA, Masayuki WATANABE, Kenji KOIZUMI
International Research Institute for Nuclear Decommissioning (Japan Atomic Energy Agency)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ性状把握・処置技術の開発）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

# 燃料デブリの性状把握(28' A)
# (9) 模擬デブリの酸化特性評価

Characterization of Fuel Debris (28'A)

(9) Oxidation behavior of simulated fuel debris

*仁科　匡弘[1]，廣岡　瞬[1]，森本　恭一[1]

[1]IRID（原子力機構）

MOX と被覆管の主成分であるジルコニウムからなる MOX 模擬デブリの酸化挙動を評価するとともに，SEM 観察および X 線回折測定により酸化時の性状変化を評価した。

**キーワード：**MOX 模擬デブリ，酸化挙動，結晶構造，熱分析

## １．緒言

燃料デブリは核燃料物質，被覆管，炉内構造材あるいはコンクリートなどの様々な物質から形成され，形状についても塊状やハンドリング時に生じる粉末状など多岐に渡ることが予測される。このデブリの保管については空気中保管が選択肢の一つとなっており，この際の安全性配慮のオプションの一つとしてデブリ中に残留する金属 Zr 成分の酸化処理が考えられている。しかし，U，Zr，Pu を主成分とするデブリの酸化挙動についての報告例はほとんどないことから，実験的にデータを取得しておく必要がある。

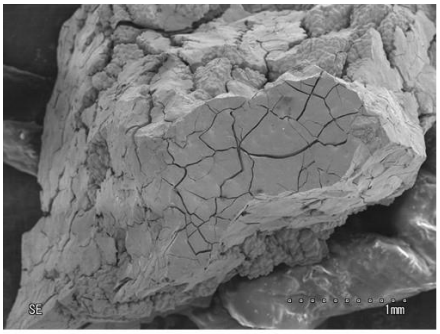
また，デブリの支配成分であるウラン酸化物は酸素不定比性の化合物であり，酸化により結晶構造が蛍石型構造から斜方晶へと変化することで割れや粉化が生じることが知られている。このことから，デブリについても酸化時に類似の現象が生じることが予想されるため実験的に確認する必要がある。

## ２．実験

$UO_2$，$ZrO_2$ および $PuO_2$ の粉末を混合，焼結したのち溶融凝固させて MOX 模擬デブリ試料（$(U_{0.645}Zr_{0.345}Pu_{0.01})O_2$）を得た。同試料を用いて，(i) 大気雰囲気中で室温から 1300℃までの等速度昇温試験（昇温速度一定）及び (ii) 大気雰囲気中で約 500℃から 1000℃の範囲の一定温度に保持した等温試験を実施した。

## ３．結果・考察

等速度昇温試験では温度の上昇に伴い重量が増加し，約 500℃と約 1000℃の二つの温度域で急上昇することを確認した。等温試験においては試験前後の相状態を X 線回折測定により評価し，酸化前の立方晶単相が，500～700℃の試験では斜方晶の一つである単純斜方格子の単相に変化することを確認した。一方 800～1000℃の試験では，単純斜方格子に加えて側心斜方格子が確認され，高温になるほど単純斜方格子の相の割合が少なくなり，側心斜方格子の相が支配的になることを確認した。いずれの試料も試験後にクラックが見られた（図 1 参照）。$UO_2$ は酸化により $U_3O_8$（O/U≒2.67）となることで結晶構造の変化により破砕に至ることが知られているが，本試験では重量増加量から算出した O/U が 2.67 に満たない試料についてもクラックが見られた。これは $ZrO_2$ を添加したことにより，O/U＜2.67 においても斜方晶系の安定相が生じたためと考えられる。




1 mm

図 1. SEM 写真（1000℃等温試験後の MOX 模擬デブリ試料）

*Masahiro Nishina, Shun Hirooka, Kyoichi Morimoto

[1]IRID (JAEA)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ性状把握・処置技術の開発）」及び平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

Planning Lecture | Board and Committee：福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

Fri. Sep 9, 2016 12:30 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 3:30 AM - 5:30 AM UTC | Room E
Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [PL3E] Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP Aiming at Safe and Smooth Implementation of Decommissioning

Chair: Koji OKAMOTO (Univ. of Tokyo)

[PL3E01] Summary of Recent Activities

*Hiroshi MIYANO[1,2] (1., 2.Hosei Univ.)

[PL3E02] Decommissioning of Fukushima-daiichi NPS: Current Status and the Strategic Plan

*Toshihiko FUKUDA[1] (1.NDF)

[PL3E03] Overview of IRID R&D Project

*Atsufumi YOSHIZAWA[1] (1.IRID)

[PL3E04] Risk Appraisal and Management

*Akira YAMAGUCHI[1] (1.Univ. of Tokyo)

[PL3E05] Analysis on Radioactive Waste Management Scenarios

*Satoshi YANAGIHARA[1] (1.Univ. of Fukui)

[PL3E06] Activity of Subcommittee on Follow-up of Unresolved Issues of the Accident and Proposals from AESJ

*Akio YAMAMOTO[1] (1.Nagoya Univ.)

[PL3E07] Activity of Subcommittee on Structural Performance of Reactor Building

*Katsuki TAKIGUCHI[1] (1.Professor Emeritus at Tokyo Tech)

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告 —廃炉の安全・円滑な実施に向けて—

# （１）活動の概要

Report from the Committee of TEPCO's Fukushima Daiichi Decommissioning

(1) Summary of Recent Activities

*宮野　廣[1]

[1]廃炉検討委員会委員長，法政大学

抄録　福島第一原子力発電所の廃炉は昨年、長期活動の指標としてのロードマップが定められた。

今年 5 月には具体的な個別の開発目標が戦略プランとして定められた。現状の技術開発の状況を共有するとともに、学会としてそれを支援する活動について広く報告意見交換を行う。

**キーワード**：福島第一原子力発電所，廃止措置，技術開発，

Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station, Decommissioning, R&D

## 1. 緒言

廃炉検討委員会が発足して２年が経過した。

福島第一原子力発電所の廃炉は、かつて経験のない技術的な挑戦を伴いつつ、極めて長期に亘り継続される国を挙げて取り組む事業、重要な国家プロジェクトである。内閣、経済産業大臣を頂点とする組織体系が整えられ、予想される技術的な困難さから、世界がその進展に関心と懸念を示す中、世界の英知を集め、事業を進める体制ができた。原子力学会は、原子力分野の専門集団として積極的な貢献を行うことはもちろん、「学」の総力を挙げた取り組みが求められている。

## 2. 目的

廃炉検討委員会では、福島第一原子力発電所の廃止措置が安全かつ円滑に進むよう、技術的・専門的な視点から貢献するとともに、学会事故調の提言・課題のフォローを目的として活動してきた。特に関心の高い検討課題については分科会を設置して精力的に活動を進めている。今年度は新たに廃棄物検討分科会を設置した。さらに、事故時の様々な事象に未解明のことも多く、それの解明に取り組むべくＷＧを発足させた。本企画セッションでは、これらの活動を広く学会員をはじめ、社会の皆さんに理解いただくべく、機会を得て報告している。

## 3. 各報告の概要

福島第一原子力発電所の廃炉作業の進捗状況と昨年とりまとめられた廃炉作業全体のロードマップに基づく個別の進捗の状況を今年５月に新たに取りまとめられた「戦略プラン２０１６」を中心にＮＤＦより論点を報告する。また、２０１８年に近づいた炉内、格納容器外より溶けた燃料の取り出し作業の工法の決定を目指した開発の状況などを中心にＩＲＩＤより報告する。

原子力学会からは、リスク評価分科会、廃炉検討分科会、事故提言・課題フォロー分科会、建屋の構造健全性評価分科会より活動状況を報告する。

報告のほか、ロボット分科会ではロボット学会との連携により廃炉作業の重大課題となっている燃料デブリの取り出しのための格納容器下部に侵入できるロボット技術の開発へのチャレンジを学会あげて取り組んでいるところである。ロボット学会の日程が原子力学会と重なりここでの報告はできなかったが、ここに紹介しておく。

---

*Hiroshi Miyano[1], [1]Chairof the Committee, Hosei Univ.

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告 ―廃炉の安全・円滑な実施に向けて―

# （2）福島第一原子力発電所廃炉の進捗状況と戦略プラン

(2) Decommissioning of Fukushima-daiichi NPS: Current Status and the Strategic Plan

*福田 俊彦[1]

[1]原子力損害賠償・廃炉等支援機構

## 1. はじめに

原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）は、中長期的な廃炉戦略として、「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」（戦略プラン）を取りまとめている。NDF は、2015 年 4 月 30 日に戦略プラン 2015 を公表して約 1 年間の現場や技術開発等の様々な取組の進捗を踏まえ、2016 年 7 月 13 日に戦略プラン 2016 を公表した。

## 2. 戦略プランについて

### 2-1. 戦略プランの目的

戦略プランは、「東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（中長期ロードマップ）の着実な実行や改訂の検討に資すること、確かな技術的根拠を与えることを目的としている。具体的には、中長期的視点から重要な課題である燃料デブリ取り出し及び廃棄物対策について、戦略、方針及び取組の計画を取りまとめている。

### 2-2. 戦略プランの基本方針及び 5 つの基本的考え方

福島第一原子力発電所の廃炉は、「事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質によるリスクを、継続的、かつ、速やかに下げること」を基本方針としている。すなわち、戦略プランとは中長期の時間軸に沿った「リスク低減戦略の設計」といえる。

上記の基本方針を達成する上で重要となる 5 つの基本的考え方を示している。

| | |
|---|---|
| 基本的考え方 1：安全 | 放射性物質によるリスクの低減 (注) 及び労働安全の確保 |
| | （注）環境への影響及び作業員の被ばく |
| 基本的考え方 2：確実 | 信頼性が高く、柔軟性のある技術 |
| 基本的考え方 3：合理的 | リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用 |
| 基本的考え方 4：迅速 | 時間軸の意識 |
| 基本的考え方 5：現場指向 | 徹底した三現（現場、現物、現実）主義 |

## 3. リスク低減戦略

戦略プランでは、様々な放射性物質を特定し、その特徴をとらえて分析及び評価を実施し、優先順位を決定した上でリスク低減のための対応を決定している。さらに、リスク低減戦略を着実に進める上で、廃炉プロジェクトの進捗に大きな影響を及ぼし得るプロジェクトリスクを特定して適切に管理するとともに、地域住民の皆様をはじめとする様々な関係者の理解を得ながら社会と共同で廃炉を進めていくという考え方が重要である。

### 3-1. 放射性物質によるリスク低減戦略

福島第一原子力発電所における放射性物質による主要なリスク源を対象に、リスクの大きさ「リスクレベル」は、上記リスク源に含まれる放射性物質が放出された場合の影響である「結果」とその「起こりやすさ」の組合せとして表される。ここでは、英国原子力廃止措置機関 NDA が開発した SED 指標（Safety and Environmental Detriment Score）を参考にしてリスク分析を行っている。

「結果」を表す指標は、リスク源が持つ放射性物質の全量に、漏えい又は移動のしやすさの観点から気体、液体、固体等の性状を加味し、安全機能が喪失した場合の復旧までの時間余裕を考慮している。

「起こりやすさ」を表す指標は、施設の健全性や閉じ込め機能等の要素の組合せでリスク源を序列化する因子とリスク源の状態変化や梱包・監視状態等を組合せ要素とする因子とで構成している。

図 1 に、不確かさの影響を広がりによって示したリスク分析の例を示す。

リスクレベルを分析した結果、以下のように 3 分類して、対応方針を示している。

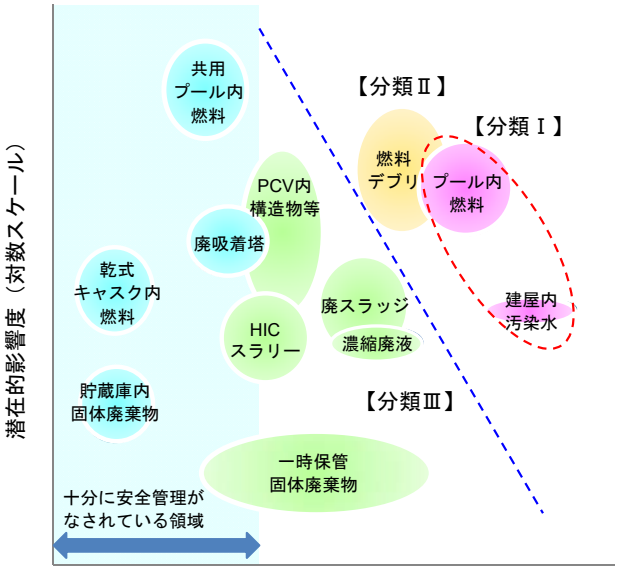



図 1　福島第一原子力発電所のリスク分析例

【分類Ⅰ】可及的速やかに対処すべきリスク源

プール内燃料については、安全管理指標が十分小さい共用プールへの移送の準備が進められている。建屋内汚染水は処理して、放射性物質を水処理二次廃棄物に移行し、より安定に保管する。

【分類Ⅱ】周到な準備と技術によって安全・確実・慎重に対処し、より安定な状態に持ち込むべきリスク源

燃料デブリは、取り出して十分安全に設計された収納缶に収納し、より安定な状態で保管する。

【分類Ⅲ】より安定な状態に向けて措置すべきリスク源（濃縮廃液、廃スラッジ、HIC スラリー、一時保管固体廃棄物の一部、PCV 内構造物等）

現状でもリスクレベルは小さいが、より長期にわたって安定に保管できるように措置が必要である。

【その他】共用プール内燃料、乾式キャスク内燃料、貯蔵庫内固体廃棄物、廃吸着塔は、十分安全・安定な状態にあり、適切な管理の継続によって十分リスクレベルが低い状態を維持されている。

リスク低減の対策を実施する上で、リスク源が現在一定の安定状態にあるとしても、何もしなければ施設の劣化等によりリスクレベルが増加する可能性もあるため、時間軸の考慮が重要である。さらに、リスク低減の作業を実施する場合、施設状態の変化や作業そのものによって一時的にリスクレベルが増加する可能性がある。作業によって得られる現存リスクの低減効果との比較等も考慮して、合理的な作業を行うことも考慮する必要がある。

### 3-2. 廃炉プロジェクトの着実な推進

リスク低減戦略を着実に進捗させ、放射性物質によるリスクを継続的かつ速やかに下げるためには、廃炉プロジェクトの進捗に係るリスクを洗い出し、それらの重要度を分析し、重要なリスクに対して対策を講じておく必要がある。技術開発の失敗、要員及びスペースの不足、コストの増加、安全の考え方が不確かなことによる手戻り発生等を含めてプロジェクトリスクを広く検討していくことが重要である。

また、福島第一原子力発電所の廃炉の進捗は、避難されている地元住民の方々の帰還に深く関わることから、社会に対して廃炉プロジェクトの見通しを明確に伝えるとともに、様々なリスクと対策を地域住民の皆様と共有することは極めて重要である。

## 4. 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン

### 4-1. 燃料デブリ取り出し（リスク低減）の検討方針

燃料デブリのリスクを継続的、かつ、速やかに下げるためには、中期的リスクの低減と長期的リスクの低減という 2 つの視点の戦略が必要となる。

中期的リスクとは、燃料デブリについて現在維持されている”一定の安定状態”から逸脱するリスクである。長期的リスクとは、将来的に核燃料物質が環境中に漏えいして環境汚染が発生するリスクである。燃料デブリ取り出しの初期においては、中期的リスクの低減を重視し、できるだけ効率的な燃料デブリの回収が可能な方法を選定する。なお、取り出し作業に付随するリスクが許容される範囲を超える場合には、取り出し作業自体が正当化されないことに注意が必要である。

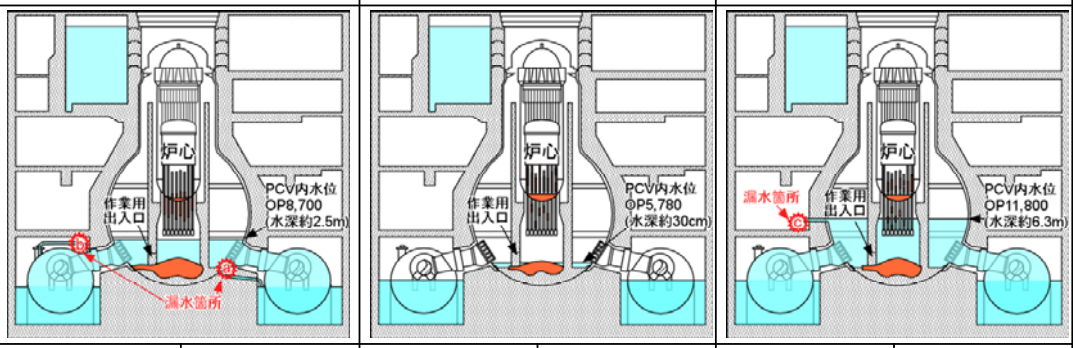
「事故炉の中長期的リスクの解消」と「取り出し作業に付随するリスク」の間の最適点をバランスさせながら探ることが燃料デブリ取り出し戦略と言える。

**4-2. 炉内状況把握のための調査戦略と最新情報**

燃料デブリ取り出し工法の検討を進める上で、プラント状況、燃料デブリを含めた炉内状況を把握することが極めて重要である。しかしながら、高い線量率等厳しい環境条件を踏まえると必要な情報を全て実機調査することは、技術的にも、時間的にも困難である。このため、情報の必要時期、精度、重要性を勘案した優先度をつけた上で、実機調査のみならず、事故進展解析の結果やプラントパラメータに基づく評価等も最大限活用して最も確からしい結果が得られるよう総合的に分析・評価することが肝要となる。

ミュオン検知やロボット等を用いた映像、温度、放射線量等の調査結果やから炉内状況を確認するとともに、改良した事故進展解析コードによる解析で全体像の把握を行っている。また、実機のプラントパラメータを用いて熱バランスやトレンドからも燃料デブリの位置、量の推定している。(表 1)

表 1　1 号機～3 号機のプラント状況　(燃料デブリ分布の推定含む)




[単位:ton]

| | 位置 | 1号機 評価値*1 | 1号機 代表値*2 | 2号機 評価値*1 | 2号機 代表値*2 | 3号機 評価値*1 | 3号機 代表値*2 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 燃料デブリ分布(推定)*3 | 炉心部 | 0-3 | 0 | 0-51 | 0 | 0-31 | 0 |
| | 炉底部 | 7-20 | 15 | 25-85 | 42 | 21-79 | 21 |
| | RPVﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ内側 | 120-209 | 157 | 102-223 | 145 | 92-227 | 213 |
| | RPVﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ外側 | 70-153 | 107 | 3-142 | 49 | 0-146 | 130 |
| | 合計 | 232-357 | 279 | 189-390 | 237 | 188-394 | 364 |
| プラント調査状況 | PCV内線量率 | 約5～10 Sv/h (2015年4月10～16日測定、水面上0.7mの気相中、グレーチング上約半周) | | 約31～73 Sv/h (2012年3月27日測定、水面上3.7～6.7mの気相中、X-53ペネ付近) | | 約0.75～1 Sv/h (2015年10月20日測定、水面上0.55mの気相中、X-53ペネ付近) | |
| | 漏えい確認部位他 | ・サンドクッションドレン管（ⓐ）及びS/C真空破壊ラインの伸縮継手カバー（ⓑ）からの漏えいを確認 | | ・気相中に漏えい痕跡が認められないことから、トーラス室滞留水面下部からの漏えいを推定 | | ・主蒸気配管Dの伸縮継手周辺（ⓒ）からの漏えいを確認 | |
| | PCV内部調査等 | ・既設設備（PLRポンプ、PCV内壁面、HVHなど）に大きな損傷なし<br>・D/W底部に堆積物が広く分布<br>・PLR配管遮へい体が落下 | | ・RPVペデスタル開口部から内部を撮影した写真によりRPV下部の構造物が確認できたため、RPV底部の破損は大規模ではない可能性あり | | ・PCV貫通部から調査装置を挿入することによるPCV内部調査によりPCV内の構造物・壁面に、確認した範囲では損傷なし | |

*1:評価結果の範囲を示す。
*2:複数の解析結果等を踏まえて推定した現時点における最も確からしい値を示す。
*3:燃料デブリの重量は、燃料＋溶融・凝固した構造材（コンクリート成分を含む）の重量を示す。

燃料デブリ分布：IRID 提供資料を基に作成
プラント調査状況：東京電力提供資料を基に作成

引き続き、様々なプラントデータや実機調査の結果や解析コードを活用して総合的な分析・評価の精度を高めていくとともに、燃料デブリ取り出し作業を進めつつ、実機の状況を確認し、フィードバックして、炉内状況把握の精度を上げた上で、作業計画の絞り込み、具体化、見直しを実施するという進め方も検討

する。

**4-3. 燃料デブリ取り出し工法の実現性の検討**

燃料デブリを取り出すためのアクセス方向とPCV水位の組合せに対して、実現可能性の観点から重点的に取り組む工法を絞り込んでいる。（図2）

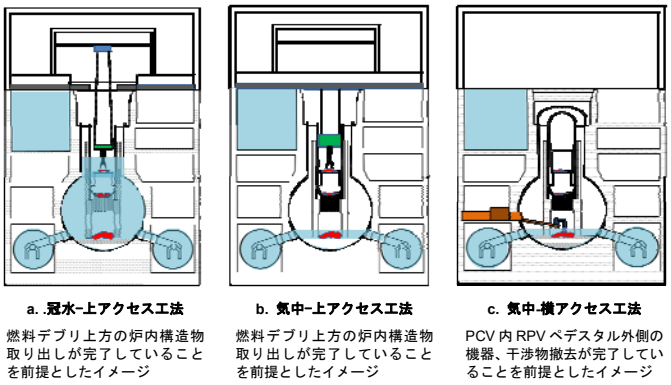



図2　重点的に取り組む3工法（イメージ）

燃料デブリ取り出し作業時の安全確保のための重要技術課題は、重点的に取り組む3工法に共通であるが、冠水工法と気中工法では、燃料デブリ取り出し時の環境条件他の違いから、工法に応じて特に重要な技術課題がある。

冠水-上アクセス工法では、閉じ込め機能の構築（PCV補修（止水））、臨界管理、PCV・建屋の構造健全性の確保が、気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法では、閉じ込め機能の構築（放射性ダスト飛散防止）、燃料デブリ取り出し作業時の被ばく低減が、特に重要な課題として検討・評価を実施している。また、燃料デブリ取り出し方法実現のための重要技術課題として、燃料デブリへのアクセスルートの構築、燃料デブリ取り出し機器・装置の開発、系統設備・エリアの構築について要素試験や概念設計を進めている。

**4-4. 燃料デブリ取り出し方針に向けて**

重点的に取り組む3工法に関する燃料デブリ取り出し工法実現性の検討が進められており、2017年夏頃の「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定」に資することとしている。

燃料デブリを一つの燃料デブリ取り出し工法で取りきれるとは限らず、燃料デブリの場所に応じて複数の工法を組み合わせて取り出す方針を決める可能性もある。この場合、最初の取り出し対象箇所に対する取り出し作業と併せて、他の箇所の燃料デブリの調査や検討を進め、その燃料デブリの取り出し方法案を適宜改善し、次の段階の作業を継続していくことが考えられる。「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針」では、それまでの検討結果、知見に基づき、号機ごとに最初に取り出す燃料デブリ位置と安全性確保等の観点から確度の高いと考えられる工法を選定することとなる。

**5. 廃棄物対策分野の戦略プラン**

**5-1. 廃棄物分野の検討方針**

事故等で発生した固体廃棄物は、従来の原子力発電所で発生していた廃棄物とは特徴が異なるが、その安全かつ安定な保管管理とともに、中長期を見据えた処理方法や処分概念の検討が重要である。中長期ロードマップにおいて、2017年度に、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方を取りまとめ、2021年度頃を目途に、固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを確認することが次工程へ進む判断の重要なポイントとしており、これを目標に検討を進める。

**5-2. 国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方**

国際放射線防護委員会（ICRP）やIAEAにおいて国際的に取りまとめられている一般的な放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方を整理しておくとともに、事故により発生した廃棄物の特徴に配慮し、当面重要となる放射性廃棄物の管理の在り方も整理した。

**5-3. 廃棄物対策における中長期観点からの対応方針と今後の対応**

放射性廃棄物対策における安全確保の基本的な考え方や現行の中長期ロードマップに基づいた取組から抽出された課題を踏まえ、福島第一原子力発電所の中長期的な固体廃棄物対策において、現時点から対応又は留意すべき事項について述べる。

(1)　発生量低減

現状の固体廃棄物に係る発生量低減対策は、一定の成果を上げている。今後更なる発生量低減を図るべく、対策を継続的に検討し実施することが重要である。固体廃棄物の除染方法の選択をする場合、二次廃棄物の発生に留意し、適切な技術を選択することが重要である。

(2) 保管管理

工事等により発生する固体廃棄物の物量予測に基づき保管管理計画が策定された。今後は、保管管理計画を確実に実施することにより、固体廃棄物に起因するリスクの低減を図っていくことが重要である。燃料デブリ取り出し作業の際に発生する固体廃棄物に関して、適切な保管場所や保管方法について、燃料デブリ取り出し工法の検討と並行して検討する必要がある。

(3) 性状把握

効率的にデータを取得するためには、廃炉工程の推進や処理及び処分方策の検討に資することができるデータの取得を最優先にすべきである。

(4) 処理及び処分方策に関する検討

固体廃棄物の発生履歴等の属性、汚染履歴、包含される放射性物質濃度等の情報を保存・管理し、それに基づき区分管理を行うことが重要である。固体廃棄物に関する規制制度が円滑に整備されていくためには、必要な情報を規制機関に適宜提供していくことが重要である。

## 6. 研究開発への取組

### 6-1. 基本的な方針と概観

技術的難度の高い課題が多い福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、様々な実施主体において、多様な内容の研究開発が進められてきている。NDF は、研究開発を実効的かつ効率的に推進するため、これらの研究開発を一元的に把握・レビューするとともに、実施主体の特性や期待される成果を踏まえた上で、役割分担のさらなる明確化・調整と、関係機関との密接な連携により、全体の最適化に取り組んでいる。廃炉作業への適用に向けた研究開発のマネジメントが重要である。(図 3)

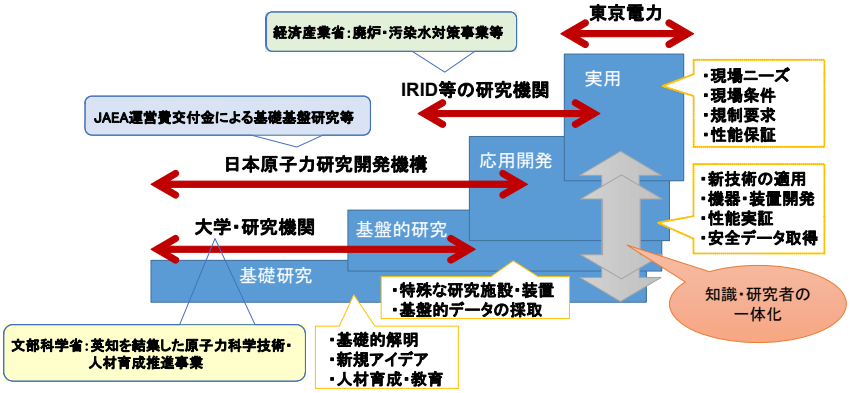



図 3 福島第一原子力発電所の廃炉に関連する研究開発の全体像

### 6-2. 研究開発の連携強化

廃炉研究開発連携会議が NDF に設置され、廃炉技術の基礎・基盤研究で得られる成果や知見を廃炉作業や実用化開発に活かしていくための取組が強化された。

## 7. 今後の進め方

燃料デブリ取り出し及び廃棄物対策分野については、2017 年度に各々「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定」、「処理・処分の基本的考え方の取りまとめ」といった中長期ロードマップで示されたマイルストーンの年を迎えることとなり、これからの 1 年は非常に重要な期間となる。このため、これまでの諸活動で得られた調査・検討結果を踏まえて、重要な技術課題等について、関係機関と密接に連携し、今後の研究開発の成果も反映しつつ継続的な評価・見直しを繰り返すことで戦略のスパイラルアップを図り、廃炉作業の着実な推進に繋げていく。

* Toshihiko, Fukuda [1], [1]NDF:Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション
「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告 —廃炉の安全・円滑な実施に向けて—

# (3) IRIDの研究開発の状況

(3) Overview of IRID R&D Project

*吉澤　厚文[1]
[1]技術研究開発組合　国際廃炉研究開発機構

福島第一原子力発電所廃炉に際しての最大の課題は溶融した燃料が冷えて固まっている燃料デブリの取出しである。本報告では燃料デブリ取出しに関わる技術開発状況について報告する。

**キーワード：福島第一原子力発電所事故、廃炉、燃料デブリ**

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉は、廃炉戦略の立案・研究開発プランの策定を行う「原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)」、事業者の「東京電力福島第一廃炉推進カンパニー」、研究開発を実施する「IRID」の３者が緊密に連携し、国を含む４者が一体となって取り組む体制となっている。IRIDは福島第一原子力発電所の廃炉に必要となる研究開発に中心的にかかわる１８法人が集まった組織体である。IRIDが進める主な研究開発は「燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発」、「放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発」、「使用済み燃料プールからの燃料取り出しに係る研究開発」の３つがある。安全かつ着実な作業を可能とするシステムを構築するためには、①燃料デブリの所在やプラントの損傷状態等の綿密な調査、②原子力安全リスクの想定と対処及び検証、③高放射線環境、きょうあい部、水中、暗所等の環境での信頼性の高い遠隔作業の技術等が必要とされ、開発を続けている。本稿では、燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発について進捗状況等について述べる。

## 2. 研究の進捗と展望

燃料デブリ取出し準備に係る研究開発としては、主に３つの要素から研究に取り組んでいる。初めに、格納容器内の燃料デブリを直接的に検知するための技術開発を進めている。１号機においては昨年４月、格納容器内部へロボットを侵入させることに初めて成功した。今年度は引き続き、ペデスタル外側の燃料デブリ調査に向けた準備を進めている。一方、２号機においては圧力容器直下（ペデスタル内側）の燃料デブリを調査するためのロボット開発さらには作業員の被ばくを低減するため格納容器貫通部を遠隔で穴あけする装置の開発を進めている。また、３号機においてもペデスタル内側の燃料デブリ調査に向け水中遊泳ロボットの開発を進めている。これらのロボットで燃料デブリを遠隔でとらえた後は、燃料デブリへ直接アクセスし、分布状態や組成の調査を進めていく計画である。このためには、ロボット技術をさらに高度化するともに、格納容器内へのアクセス方法や高放射線下での各種計測技術等の開発を引き続き進めていく必要がある。上記と並行し、燃料デブリの所在については、過酷事故解析コードの高度化により原子炉内や格納容器内の状況を推定するとともに、宇宙線ミュオンを利用した調査を進めている。１号機のミュオン調査では、原子炉建屋の外側から原子炉内の燃料デブリの分布調査を行い、炉心部に多量の燃料が残っている可能性が小さいことを明らかにした。その後、この技術を２号機に展開し、本年３月よりミュオン調査を継続している。燃料デブリ取出し技術の開発については、原子炉内や格納容器内での燃料デブリへのアクセス、切削、収集、格納、搬出そして保管といったすべてのプロセスを遠隔で行う要素技術の開発を進めている。一方で、燃料デブリの取出しは単に要素技術を組み合せるのでなく、原子力安全リスクを確保しかつリスクマネージメントが可能なように設計されることや、さらに保管、廃棄物、所要期間、コストまで見据える必要がある。メンテナンスや長期的な作業を着実に行ってゆけるような構成も重要である。IRIDでは遠隔除染、健全性評価、止水、臨界管理、燃料デブリ性状把握、移送・収納管等の各プロジェクトが燃料デブリ取り出し技術の開発を支援し、安全で着実な廃炉作業を可能とする技術開発を進めている。

## 3. 今後の進め方

極めて困難な廃炉事業を進めてゆくためにIRIDは国内外の叡智を結集し、研究開発を進めていく所存である。とりわけ、破損燃料の取り出し・保管作業等を実施している海外機関には、ハードウェアのみならず、安全管理やプロセス等の実績についても大いに期待し、今後も緊密な連携を構築、維持して安全かつ着実な廃炉のための技術開発を行っていく。

**参考文献**

[1] 荻野他、原子力機構福島部門報告会　燃料デブリの取出しとその後の取り組み(2016)
[2] 岡田、米谷、電気学会全国大会　廃炉作業に伴うロボット技術の開発と現場適用の状況(2016)

* Atsufumi Yoshizawa[1, 1] International Research Institute for Nuclear Decommissioning.

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告 —廃炉の安全・円滑な実施に向けて—

# （4）廃炉のリスク分析とリスク管理について

(4) Risk analysis and risk management of decommissioning,

*山口　彰[1]

[1]リスク評価分科会主査　東京大学

福島第一原子力発電所の廃炉では、１号機から３号機の原子炉と格納容器内にある燃料デブリ、使用済み燃料プール内燃料、高濃度汚染水など、複数の放射能ハザードを扱う必要がある。これらのリスクは、原子力発電所の運転に伴うリスクとは様相が大きく異なっている。そこで、重要度の高いリスクから低減していくことが最善であり、それに応じて適切に優先度を定める必要がある。目的は、安全に着実に廃炉を進めることである。

リスクの大きさは、以下の４つの要因に依存すると考えられる：放射性物質の量と性状、閉じ込めの性能、移行のしやすさ、取出しと保管・管理。すなわち、危険物質の量だけでなく、それを安定に閉じ込められるか、管理できるかなどを総合的に判断してリスク低減の優先度を決めるべきであろう。また、リスクは閉じ込め能力や監視機能、異常時の対応能力などを強化することによっても低減できること、リスク低減作業の困難さも留意する必要がある。

原子力損害賠償・廃炉等支援機構の戦略プラン 2015 の評価も参考にしつつ、本検討では 3 号機の使用済み燃料プールからの 566 体の燃料取出しを題材としてリスク管理を考える。既に、4 号機の燃料プールからは 1533 体の燃料集合体が 2014 年 12 月に取り出しを完了している。燃料取出しによりリスクを適切に低減していく作業は４つのタスクからなる：(1)廃炉プロセスの事前分析、(2)リスク評価の実施、(3)リスク管理の実施、(4)様々な意思決定（変更を含む）、(5)リスク管理プロセスに関するコミュニケーション。

まず、(1)事前分析として燃料取出しの成功パスの記述とそれに対する傷害要因を摘出した。あらゆるリスク要因を網羅的に検討することが重要と考えてのことである。これは、成功パス検討チームを構成して実施した。次に、(2)リスク評価としてリスクの大きさを定量化する考え方を検討した。上述したようにリスクの大きさが作業の優先度を決めるからである。そのため、リスク指標検討チームを構成して実施した。次年度以降は、(3)リスク管理、(4)意思決定を実施するために、成功基準検討チームを編成する予定である。リスク管理と意思決定を行うための、リスク指標に関する判断の目安を定める必要がある。

リスク指標については、公衆の健康影響、環境への影響、従事者の被曝、プロジェクト進捗への影響を評価することとした。適切なリスク指標を参照して総合的に判断することが原子力安全と着実な廃炉を両立させるリスク管理である。

---

* Akira Yamaguchi [1], [1] University of Tokyo

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告 —廃炉の安全・円滑な実施に向けて—

# （5）放射性廃棄物管理シナリオの分析について

(5) Analysis on Radioactive Waste Management Scenarios

*柳原　敏[1]

[1]廃棄物検討分科会主査　福井大学

第 11 回福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（平成 28 年 5 月 18 日）において廃棄物検討分科会の設置が承認され、福島第一原子力発電所（1F）廃炉等で発生する放射性廃棄物の対策のあり方（放射性廃棄物管理シナリオの分析）についての検討を開始した。検討の内容は、廃棄物発生量の予測と特性評価、廃棄物管理シナリオの想定と分析、廃棄物の処理・管理等に係る知識マネジメントなどから構成される。このうち、廃棄物発生量の予測は、これまでに発生したもの、燃料デブリ取出し作業から発生するもの、廃炉作業から発生するものなど、時系列を考慮する。また、廃棄物管理シナリオは、安全性、経済性、社会的受容性など、様々な観点からの分析が必要であり、作業シナリオに対応して幾つかの廃棄物管理シナリオの想定と分析を実施する予定である。なお、1F 廃炉は長期に及ぶものであり、その間に多くの情報が得られるが、廃棄物管理や処分等に向けて整理・継承すべき情報・知識などについての検討も進める予定である。

---

* Satoshi Yanagihara[1], [1] University of Fukui

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告 —廃炉の安全・円滑な実施に向けて—

# （6）事故提言フォロー分科会の活動について

(6) Activity of Subcommittee on Follow-up of Unresolved Issues of the Accident and Proposals from AESJ

*山本章夫[1]

[1]事故提言フォロー分科会主査　名古屋大学

**1. 概要**

原子力学会は、2014 年 3 月に「福島第一原子力発電所事故その全貌と明日に向けた提言: 学会事故調 最終報告書」(以下、事故調報告書)を出版し、その中で将来にわたる原子力災害防止にむけた提言をとりまとめた。提言は、実行に移されてはじめて原子力安全に貢献できると考えられることから、その取り組み状況をフォローアップすることは極めて重要であると考えられる。このような状況のもと、学会廃炉委員会の事故提言フォロー分科会においては、事故調報告書の提言についての取り組み状況と、事故進展に関する未解明点のフォローを実施している。

**2. 事故調提言への取り組み状況の取りまとめ**

提言に対する取り組みの調査結果については、2016 年 3 月に「学会事故調最終報告書における提言の取り組み状況(第 1 回調査報告書)として取りまとめた。本文書は、原子力学会の福島第一原子力発電所廃炉検討委員会の HP よりダウンロード可能である。なお、参考のため、今後さらに取り組みを強化すべきと考えられる事項についてまとめておく。

**2-1. 原子力安全の基本的な事項**

安全目標の合意形成と活用は取り組みが緒についたところ。引き続きの取り組みが望まれる。また、リスク情報の活用がなされつつあるが、活用方法、活用範囲の検討を含め、さらに取り組む余地がある。基本安全原則の明確化、深層防護の検討と明文化、規格基準類の体系化などについては、原子力学会での検討が進められている。今後、規制図書などへの反映が期待される。核セキュリティの強化については、安全対策との相乗効果をさらに生み出すべく、分野間の連携に関する取り組みが望まれる。

**2-2. 直接要因に関する事項**

外的事象対策、過酷事故対策は、新規制基準および自主的安全性向上などの取り組みにより、大幅に強化されつつある。

**2-3. 背後要因のうち組織的なものに関する事項**

原子力学会が果たすべき責務の再認識については、会員の所属意識の希薄性も含め、実際の行動に結びつくにはまだ多くの課題があり、継続的努力が必要である。安全研究ロードマップについては、着実に取り組みがなされている。ローリングを通じた継続的改善を実施し、安全研究に着実に取り組むことが望まれる。学際的取り組みの強化として、他学会との連携などが図られつつある。

**2-4. その他**

原子力安全研究基盤の充実については、「自主的安全性向上・人材育成ロードマップ」などの策定、各組織体での取り組みにより、強化されつつある。国際協力体制については、福島第一事故ベンチマーク(BSAF)、PRA 日米ラウンドテーブルの実施、原子力リスク研究センターの発足など、様々な取り組みが進められている。人材育成については、国からの支援を含め、様々な取り組みがなされている。一方で人材育成は長期的な課題であり、息の長い取り組みが望まれる。放射線モニタリングについては、体制の整備が図られ

つつある。廃棄物の減容化・再利用などによる最小化については、今後さらに重要となる問題であり、引き続き取り組むべきである。

**3. 今後の活動**

事故後 5 年が経過し、事故進展についてはかなりの知見が得られてきている。そこで、これまでに得られた事故進展に関する新たな知見、これに基づく解明事項の解明状況を整理し、これまでの知見をとりまとめることを計画している。概要は以下の通りである。

・フォローすべき課題(未解明点)を確認する。学会事故調報告書、東電未解明レポートなどを参照し、現在すでに解明された課題でも、事故直後に未解明点とされていたものを含めて整理する。

・抽出された課題について、最新の知見を確認し、事実関係を取りまとめる。

・残されている課題を整理し、今後、安全性向上や水平展開などの観点から優先して解明に取り組むべき課題について検討する。

・未解明点の調査・検討に際して生じると考えられる課題を整理する(例：廃炉作業時のデータ取得に関する留意事項、データを分析する際の留意事項など)

・企画セッションや、シンポジウムを通じて情報発信を行う。

**4. まとめ**

事故調提言の中には、その取り組みに長期間を要するものも含まれており、今後も継続的に提言への取り組み状況を確認する必要がある。また、未解明となっている技術課題の解明に向けた活動に取り組む予定である。

---

* Akio Yamamoto[1], [1] Nagoya University

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告 ―廃炉の安全・円滑な実施に向けて―

# （7）建屋の構造性能検討分科会の活動

(7) Activity of Subcommittee on Structural Performance of Reactor Building

*瀧口克己[1]

[1]建屋構造健全性評価分科会主査　東京工業大学

## 1. 活動の概要

分科会の、位置づけ、目的、基本方針、委員構成、これまでの活動実績、など、本分科会の活動の概略を述べる。

委員名簿、分科会の資料リスト、2015 年の大会での報告概要、2016 年 3 月のシンポジウムでの講演概要などが資料となる。

## 2. 目標と課題

分科会のあり方をおおまかに紹介した後、この分科会が果たすべき役割、この分科会であるからできること、など、目標について論ずる。短期、中期、長期のものを考えることになる。

同時に課題や能力についても言及する。達成が可能であろうと思われる目標については、
成果の具体的なイメージも示したいと考えている。本文開始。

## 3. 当面の計画

ごく短期、すなわち、ここ半年ぐらいでまとめ得ると思われる成果について説明する。言葉を換えれば、分科会が発足して約 2 年が経過した段階での報告の内容を議論するということになる。

現時点で結論できる範囲を明確にすることは、具体的に分科会活動の方向を示すことにもなる。

---

*Katsuki Takiguch[1], [1]Professor Emeritus at Tokyo Institute of Technology

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 4:50 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 5:45 AM - 7:50 AM UTC | Room E Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre

## [3E10-17] Dcommissioning technologies for Fukushima accident

Chair: Masahide Takano (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [3E10] Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident

Part 1 Strength of concrete subjected to heating and water exposure

Hiroshi Masaki[1], Norihiko Tanaka[1], Yoshiyuki Kawaharada[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2], Osamu Kontani[3], *Shunsuke Ishikawa[3], Keishi Kawasumi[3] (1.Toshiba Corporation, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Kajima Corporation)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [3E11] Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident

Part 2 Structural experiment of scale model after heating and water exposure

Hiroshi Masaki[1], Norihiko Tanaka[1], Yoshiyuki Kawaharada[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2], Osamu Kontani[3], *Takashi Okayasu[3], Shunsuke Ishikawa[3], Keishi Kawasumi[3] (1.Toshiba Corporation, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Kajima Corporation)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [3E12] Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident

Part 3 Simulation analysis for Structural experiment of scale model

Yasuo Hijioka[1], Hiroshi Masaki[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2], Osamu Kontani[3], Shunsuke Ishikawa[3], *Keishi Kawasumi[3] (1.Toshiba Corporation, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Kajima Corporation)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [3E13] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(1)Outline of experiment (overview, mixing test for mix propotion of concrete and first concrete placing)

*Hiroshi Masaki[1], Yuji Murakami[2], Toshiaki Wakui[2], Hisashi Imai[2], Sumiyuki Sawada[2], Toshinori Dekura[1] (1.TOSHIBA CORPORATION, 2.HAZAMA ANDO CORPORATION)

---

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

### [3E14] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(2)Investigation of concrete mix propotion for washout-resistant concrete

*Yuji Murakami[1], Sumiyuki Sawada[1], Hisashi Imai[1], Toshiaki Wakui[1], Ryo Yamashita[1], Hiroshi Masaki[2], Shigeyoshi Nagataki[3] (1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION, 3.Professor Emeritus, Tokyo Institute of Technology)

---

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

### [3E15] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(3)Irradiation test for washout-resistant concrete

*Sumiyuki Sawada[1], Kiyoshi Amemiya[1], Hisashi Imai[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Hiroshi Masaki[2] (1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION)

---

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

### [3E16] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(4)Validation test for long distance fluidity of washout-resistant concrete and flow analysis

*Ryo Yamashita[1], Toshiaki Wakui[1], Yuji Murakami[1], Hisashi Imai[1], Sumiyuki Sawada[1], Hiroshi Masaki[2] (1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION)

---

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

## [3E17] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(5)Sealing Experiment of φ50mm hole modeling damaged part on S/C shell

*Hisashi Imai[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Sumiyuki Sawada[1], Hiroshi Masaki[2] (1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION)

---

4:45 PM - 4:50 PM JST | 7:45 AM - 7:50 AM UTC

## Time reserved for Chair

# 過酷事故を経た鉄筋コンクリート構造体の耐力評価
# （その１）コンクリートの高温加熱・水中曝露試験

Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident
Part 1 Strength of concrete subjected to heating and water exposure

正木 洋[1]，田中 徳彦[1]，川原田 義幸[1]，斎藤 高一[2]，後藤 靖之[2]，
紺谷 修[3]，*石川 俊介[3]，川角 佳嗣[3]
[1]IRID(（株）東芝)，[2]IRID(日立 GE ニュークリア・エナジー（株）)，[3]鹿島建設（株）

本報では，高温とその後の水中曝露が，コンクリートの力学特性に与える影響を確認する目的で行ったコンクリートの熱影響評価試験について，その概要と結果について報告する。
**キーワード**：コンクリート，高温，加熱後水中曝露，圧縮強度，再水和

**1. はじめに**　高温とその後の水中曝露がコンクリートの力学特性に与える影響[1]について 2014 年に報告したが，これに引き続き試験条件を拡張して実施した熱影響評価試験および化学分析について報告する。

**2. 実験**　福島第一原子力発電所 1 号機（1F-1）に使用されていたコンクリートを参考に，同程度の強度となるように調合したコンクリートで製作した円柱試験体（φ100×H200mm）を使用する。加熱温度（常温，100℃，200℃，400℃，600℃，800℃，1000℃）および加熱後曝露条件（気中，水中）をパラメータにとり，円柱試験体を加熱後，除冷し，各条件で曝露させてから強度試験を実施した。また，力学特性の推移のメカニズムを理解するために，各段階で XRD（X 線回折）によるコンクリートの鉱物組成の分析および自由水・結合水の計測を実施した。

**3. 結果・考察**　加熱後のコンクリートは，加熱前に比べ圧縮強度が低下した。加熱温度が高くなるにつれ圧縮強度の残存比（加熱前に対する強度の比）は低下し，800℃加熱後では 15%（図 1 参照）と，既往の文献[2]と同等であった。一方，加熱温度 400℃以上では，加熱後に水中曝露させることで強度の回復が見られ，800℃では残存比 50%程度まで回復した。強度回復メカニズムの解明のために XRD による分析を実施したところ，加熱により水和物が分解されてセメントの主成分の一つであるビーライト（C2S：$2CaO \cdot SiO_2$）が生成され，その後水中曝露により，水酸化カルシウム（$Ca(OH)_2$）およびエトリンガイトが生成していた。このとき，C-S-H（珪酸カルシウム水和物）は非晶質のため XRD では検出されにくいが，同様に C-S-H も生成していたと考えられる。また，加熱により低下した結合水率が，その後の水中曝露により増加することを確認した。このビーライトの再水和が，強度回復の基本的なメカニズムであると考えられる。

本件は，資源エネルギー庁の「平成２５年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金」において，国際廃炉研究開発機構が補助事業者となり，その組合員である東芝，日立ＧＥが実施した成果である。

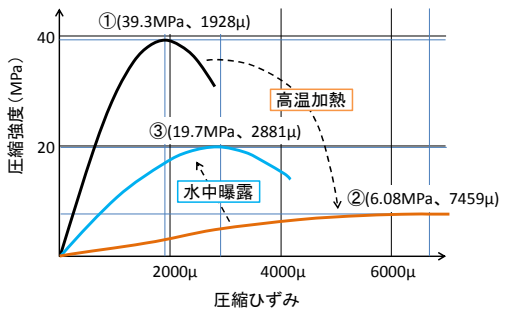


図 1 試験結果(800℃加熱後・水中曝露後)

**参考文献**

[1] 澤田祥平他：“過酷事故を経た鉄筋コンクリート物性把握のための基礎試験 (その 2) - コンクリートの熱影響評価試験”，日本原子力学会 2014 年秋の大会，p.181
[2] 日本建築学会：“構造材料の耐火性ガイドブック”，2004 年 11 月

Hiroshi Masaki[1], Norihiko Tanaka[1], Yoshiyuki Kawaharada[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2],
Osamu Kontani[3], *Shunsuke Ishikawa[3] and Keishi Kawasumi[3]
[1]Toshiba Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Kajima Corporation

# 過酷事故を経た鉄筋コンクリート構造体の耐力評価
# （その２）縮小模型試験体による高温加熱・水中曝露後耐力試験

Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident
Part 2 Structural experiment of scale model after heating and water exposure

正木 洋[1]，田中 徳彦[1]，川原田 義幸[1]，斎藤 高一[2]，後藤 靖之[2]，
紺谷 修[3]，*岡安 隆史[3]，石川 俊介[3]，川角 佳嗣[3]
[1]IRID(（株）東芝)，[2]IRID(日立 GE ニュークリア・エナジー（株）)，[3]鹿島建設（株）

本報では，高温によるコンクリート劣化および水中曝露が，構造体の耐力や破壊性状に及ぼす影響を把握する目的で行った，縮小模型による高温加熱・水中曝露後耐力試験について，その概要と結果について報告する。

**キーワード**：鉄筋コンクリート，高温，構造実験，加熱後水中曝露，縮小模型

**1. はじめに**　高温加熱およびその後の水中曝露によるコンクリートの力学特性の変化が構造体の耐力や破壊性状に及ぼす影響を把握するために，圧力容器（RPV）ペデスタルの縮小模型として円筒型の鉄筋コンクリート製試験体を作製し，加熱・水中曝露後，耐力試験を行う。

**2. 実験**　試験体は実機サイズの 1/6 スケールとし，円筒部の厚さが 200mm，内径がφ834mm，高さが約 1397mm で，その上下に加力用スタブを有する形状である。試験体は全 3 体であり，加熱を行わない常温試験体，高温加熱試験を実施する 400℃試験体，800℃試験体である。試験の流れは図 1 に示す通り，①乾燥加熱（実機の乾燥状態の模擬），②高温加熱試験（円筒部を 400℃，800℃で加熱），③水中曝露（2 ヶ月間），④水平載荷試験の順に実施した。②と④の試験では，実機相当の長期軸力を作用させた状態で実施し，いずれも試験中安定して軸力を保持していた。

**3. 結果・考察**　水平載荷試験での最大耐力は常温試験体に比べ，400℃試験体では若干の低下は見られたがほぼ同等であり，800℃試験体では約 3 割の低下であった。また，これらの最大耐力は，高温加熱によるコンクリートおよび鉄筋の材料強度の低下を考慮することで，既往の略算式により耐力を評価することができた（図 2 参照）。

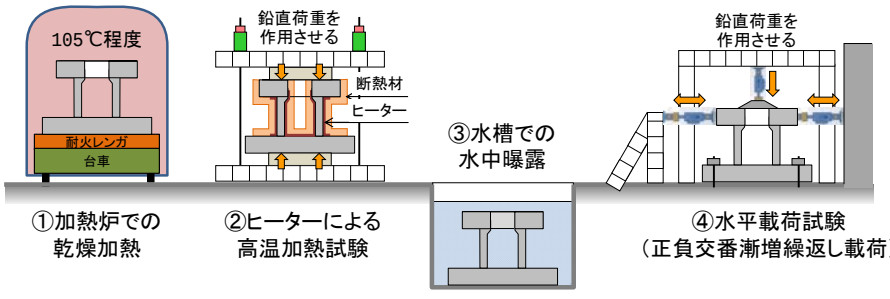



図 1 試験フロー

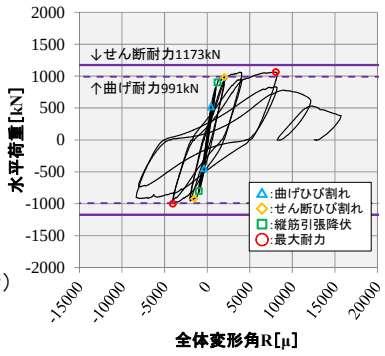



図 2 試験結果(800℃試験体)

本件は，資源エネルギー庁の「平成２５年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金」において，国際廃炉研究開発機構が補助事業者となり，その組合員である東芝，日立ＧＥが実施した成果である。

---

Hiroshi Masaki[1], Norihiko Tanaka[1], Yoshiyuki Kawaharada[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2],
Osamu Kontani[3], *Takashi Okayasu[3], Shunsuke Ishikawa[3] and Keishi Kawasumi[3]
[1]Toshiba Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Kajima Corporation

# 過酷事故を経た鉄筋コンクリート構造体の耐力評価
# （その３）縮小模型による耐力試験のシミュレーション解析

Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident
Part 3 Simulation analysis for Structural experiment of scale model

肱岡 康雄[1]，正木 洋[1]，斎藤 高一[2]，後藤 靖之[2]，紺谷 修[3]，石川 俊介[3]，*川角 佳嗣[3]
[1]IRID(（株）東芝)，[2]IRID(日立 GE ニュークリア・エナジー（株）)，[3]鹿島建設（株）

本報ではその１で実施したコンクリートの熱影響評価に基づき，その２の縮小模型の耐力試験のシミュレーション解析を実施することにより，解析的評価の妥当性を確認する。その概要と結果について報告する。
**キーワード**：鉄筋コンクリート，高温，シミュレーション解析，有限要素解析，非線形解析

## 1. はじめに

高温加熱および水中曝露を経たコンクリート等について，その１の高温加熱・水中曝露試験結果等を解析の材料構成則として取り込んだ上で，その２における鉄筋コンクリート製の縮小模型耐力試験のシミュレーション解析を実施することによって，解析手法とモデル化方法の妥当性を確認する。

## 2. 解析条件の設定

常温，400℃，800℃の３水準の試験を対象として，汎用 FEM 解析コード Abaqus を用いた弾塑性解析によるシミュレーションを実施する。図１に解析モデルを示す。高温の２ケースにおけるコンクリートの材料構成則については，その１の加熱後水中曝露試験の結果より，Eurocode[1]に基づき設定する（図 2）。なお，鉄筋の高温特性は，別途高温加熱した試験片の引張試験結果より設定する。

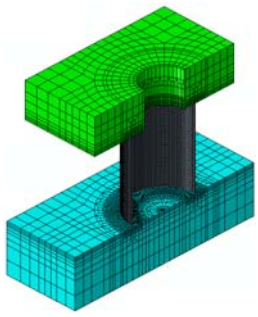


図１　解析モデル
（1/2 モデル）

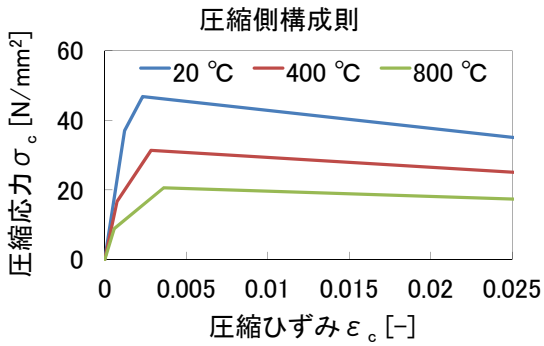



図２　コンクリートの圧縮側構成則
（Eurocode に基づき設定）

## 3. 結果・考察

その２の耐力試験とシミュレーション解析の荷重変形の比較を，常温および 800℃のケースを代表として図３に示す。いずれの解析ケースも試験の最大耐力発生時の全体変形角 8000 μ程度までは，試験結果を概ねシミュレーションできており，試験で得られた材料の高温特性を取込んだ解析手法およびモデル化の妥当性を示した。

本件は，資源エネルギー庁の「平成２５年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金」において，国際廃炉研究開発機構が補助事業者となり，その組合員である東芝，日立ＧＥが実施した成果である。

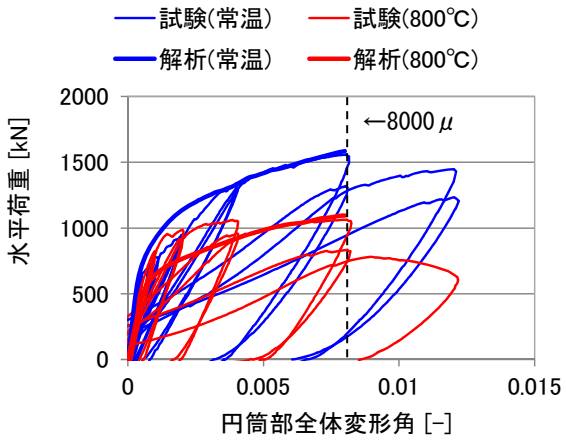



図３　試験と解析の荷重変形の比較

## 参考文献

[1] European Committee for Standardization(2004)：“Eurocode 2: Design of concrete structures”

Yasuo Hijioka[1], Hiroshi Masaki[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2], Osamu Kontani[3], Shunsuke Ishikawa[3] and *Keishi Kawasumi[3]
[1]Toshiba Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Kajima Corporation

# 水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発
# （1）試験概要(全体概要，材料開発および 1 次打込み)

Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete
(1) Outline of experiment (overview, mixing test for mix propotion of concrete and first concrete placing)

*正木 洋[1]，村上 祐治[2]，涌井 俊秋[2]，今井 久[2]，澤田 純之[2]，出倉 利紀[1]
[1]IRID(（株）東芝)，[2]安藤ハザマ

本シリーズは，福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しに寄与するサプレッションチェンバー(S/C)内の補修・止水技術開発に関する試験検討内容をとりまとめるものである。本発表では，S/C 内止水技術の研究開発の背景および今大会にてシリーズ発表する研究開発内容の概要を説明する。

**キーワード：福島第一原子力発電所**，燃料デブリ，S/C，止水，水中不分離性コンクリート

## 1. 技術開発の背景

福島第一原子力発電所事故に伴い発生した燃料デブリは，放射線の遮蔽，ダスト飛散防止，冷却維持の観点から原子炉格納容器(PCV)を水で満たした状態で取り出す冠水工法が有力工法の一つとして計画されている[1]。本工法の遂行には，PCV 内の漏えい箇所の補修・止水が必要となる。本技術開発では，ベント管止水，S/C 脚部補強の実施後に S/C 内を補修・止水する技術開発を目的に実施した。なお，この成果は，経済産業省／平成 25 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

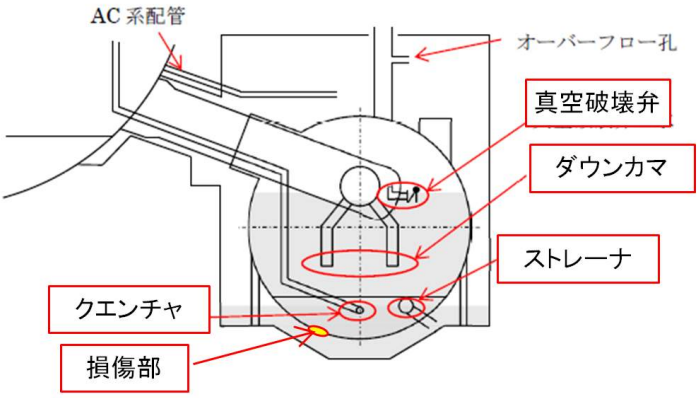



図 1　S/C の内の止水対象要

## 2. S/C 内の止水技術開発の内容

S/C 内の止水対象箇所は，滞留水のある水中環境下，高線量・狭隘箇所が存在するためセメント系材料にて充填止水を実施する。止水対象はクエンチャ，ストレーナ，ダウンカマおよびφ50mm 程度の損傷孔である。施工条件は，材料の注入箇所が全 8 箇所，建屋外から材料注入箇所までの配管距離が最長 100m 程度で，連続打込の施工となる。上記の施工・環境条件より，止水材料の要求性能は耐水性，流動性，自己充填性，止水性，耐放性となることから，工事実績のある水中不分離性コンクリートを基本とした材料開発により材料選定し，最適配合，適用可能配合を設定した。

選定材料の性能確認試験として，合流部長距離流動試験，放射線の照射試験を実施し，水中不分離性，流動性，自己充填性，耐放性を確認した。また，止水対象箇所の止水性確認試験として，各対象箇所の模型を製作して水中不分離性コンクリートを使用した充填性確認試験を実施した。充填試験は実環境を想定し，流水環境や打込速度を同様の条件として実施し，充填性を確認した後，硬化後の透水試験により止水性を確認した。

本大会の発表では，S/C 内の止水技術開発試験のうち，1) 水中不分離性コンクリートの配合試験，2) 照射試験，3) 合流部長距離流動試験，および 4) φ50mm 損傷孔の止水試験について発表する。

**参考文献** [1] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構：東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2015～2015 年中長期ロードマップの改訂に向けて～、2015.04.30

*Hiroshi Masaki[1], Yuji Murakami[2], Toshiaki Wakui[2], Hisashi Imai[2], Sumiyuki Sawada[2] and Toshinori Dekura[1]
[1]Toshiba Cop., [2]Hazama Ando Cop.

# 水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発
# （2）水中不分離性コンクリートの配合検討

Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete
(2) Investigation of concrete mix proportion for washout-resistant concrete

*村上 祐治[1]，澤田 純之[1]，今井 久[1]，涌井 俊秋[1]，山下 亮[1]，正木 洋[2]，長瀧 重義[3]
[1]安藤ハザマ，[2]IRID(（株）東芝)，[3]東京工業大学名誉教授

S/C 内の充填止水の材料としてセメント系材料である水中不分離性コンクリートを選択し，配合試験を実施した。配合検討により，充填止水材料としての要求性能(流動性，自己充填性，ひび割れ抵抗性(低発熱))を確保可能な配合を選定した。

**キーワード：水中不分離性コンクリート**，電気炉酸化スラグ，配合，流動性，スランプフロー

## 1. 水中不分離性コンクリートの配合試験

止水材料は，本四連絡橋の基礎工事で用いられた水中不分離性コンクリート(流動距離 8.0m 程度)を基本に，S/C 止水材としての要求性能を確保可能な材料を検討した。S/C 内の環境条件，施工条件より，材料に要求される性能は流動性，自己充填性，ひび割れ抵抗性であり，これに適用可能と考えられる水中不分離性コンクリートの配合試験を実施した。配合試験は，セメント種類，混和剤種類，骨材種類，打込む水温などをパラメータとして試験練りを実施，流動性(スランプフロー)，自己充填性(間隙通過性試験)，硬化時の温度特性，硬化後の物性等を確認して最適配合，適用可能配合を設定した(表 1)。現地の施工条件より目標流動距離を約 10.0m とし，品質管理値の目標値としてスランプフロー：550±50mm，品質確保流動時間：8 時間以上，凝結時間：30 時間以上，と設定した。その他の管理値は水中不分離性コンクリートの設計施工指針(案)[1] を参考にした。

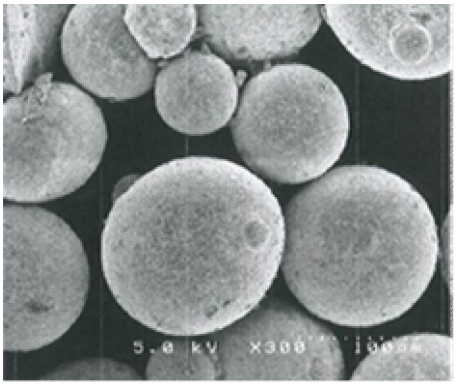


写真 1　電気炉酸化スラグ

## 2. 最終選定の止水材料

本配合試験の結果，配合材料は，流動性，ひび割れ抵抗性を考慮し，結合材には中庸熱ポルトランドセメント，フライアッシュを用い，細骨材には粒形が球状で流動性向上効果が期待される電気炉酸化スラグ[2](写真 1 参照)を使用した。また，混和剤の増粘剤を 2.3kg/m$^3$，長時間流動性確保のため高性能減水剤および超遅延性の遅延剤を使用し，配合試験を実施した。なお，最大粗骨材径は施工性を重視し 20mm として最終示方配合を選定した。下表に最終選定した示方配合を示す。なお，この成果は，経済産業省／平成 25 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

表 1　最終選定した示方配合

| 粗骨材最大寸法 Gmax | スランプフロー (mm) | 空気量 (%) | 水セメント比 (%) | フライアッシュ置換率 (%) | 細骨材率 (%) | 単位量(kg/m$^3$) | | | | | | | 混和剤量(%) | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | 水 | 結合材 | | 細骨材 | | 粗骨材 | 増粘剤 | 高性能減水剤 | AE 減水剤 | 遅延剤 |
| | | | | | | | セメント | フライアッシュ | 砕砂 | 酸化スラグ | 20-05 | | | | |
| 20 | 550±50 | 3.0 | 65.0 | 30 | 45 | 210 | 226 | 97 | 526 | 305 | 950 | 2.3 | 2.2 | 0.25 | 0.5 |

**参考文献** [1] 水中不分離性コンクリート設計施工指針(案)，コンクリートライブラリー67，土木学会，1991.5
[2] 電気炉酸化スラグを用いたコンクリートの設計・施工指針(案)，コンクリートライブラリー110，土木学会，2003.3

*Yuji Murakami[1], Sumiyuki Sawada[1], Hisashi Imai[1], Toshiaki Wakui[1], Ryo Yamashita[1], Hiroshi Masaki[2] and Shigeyoshi Nagataki[3]
[1]Hazama Ando Cop., [2]Toshiba Cop., [3]Professor Emeritus, Tokyo Institute of Technology

# 水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発
# （3）水中不分離性コンクリートに関する照射試験

Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete
(3) Irradiation test for washout-resistant concrete

*澤田 純之[1]，雨宮 清[1]，今井 久[1]，村上 祐治[1]，涌井 俊秋[1]，正木 洋[2]
[1]安藤ハザマ，[2]IRID(（株）東芝)

S/C 止水材料である水中不分離性コンクリートの放射線による劣化影響確認(材料特性の変化，圧縮強度低減，ひび割れの発生等)のため，放射線の照射試験を実施した。照射試験は実際の状況を考慮し，材料打込み時を想定したフレッシュ状態，および長期影響を想定した硬化状態における材料照射試験を実施した。

**キーワード：**水中不分離性コンクリート，照射試験，フレッシュコンクリート，硬化コンクリート

## 1. 試験概要

照射試験は実際の打込み状況を想定し，1) 打込み直後から硬化までの照射影響確認のためのフレッシュコンクリートの照射試験，2) 約 40 年間の長期間照射の影響確認のための硬化コンクリートの照射試験を実施した。前者の試験では，水中不分離性コンクリートを打込みから 7 日間連続，空間線量 73Sv/h で照射を実施した。後者の試験では，40 年間の累積照射量 25,500kSv 時の影響確認のため促進試験を実施し，コンクリート供試体に対し空間線量 6,000Sv/h で連続照射した。表 1 に線源の仕様，写真 1 に照射試験状況を示す。

## 2. 照射試験の結果

### 2-1. フレッシュ状態の照射試験結果

フレッシュ材料試験では経時変化試験も実施した。容器に入れたフレッシュ材料に照射し，照射時間 3 時間，6 時間でスランプフロー試験および空気量測定試験を実施した。経時変化試験の結果，6 時間後においてもフロー値は管理値内であった。また，モールドで 7 日間連続照射後の材料試験結果より，照射の有無による影響が小さいことが確認された。なお，供試体照射側の表面には砂すじ状の模様が観測された。これは照射により発生した気体が影響した可能性がある。

表 1　照射試験の仕様

| 項目 | 仕様 |
|---|---|
| 許可使用量 | 1.4271PBq |
| 線源(放射能) | $^{60}$Co密封線源(約1.36PBq) |
| 線量率 | 10～$10^4$Gy/h |
| 照射スペース | W8,000×L6,000×H5,000mm |

注) PBq（ペタベクレル=$10^{15}$ベクレル）



写真 1　照射試験の状況

### 2-2. 硬化状態の照射試験結果

硬化材料の照射試験は，28 日間水中養生した供試体に対して所定の累積線量まで連続照射を実施した。累積照射期間は約 174 日間である。照試験の結果，硬化後に照射した供試体は照射の有無に関わらず圧縮強度，弾性係数，および表面状態には有意な差は見られず，照射による影響はほとんど無いことが明らかになった。

## 3. 結論

フレッシュ状態，硬化状態での照射試験の結果，材料特性値には照射による有意な差は無かった。フレッシュ時に発生した砂すじは，止水性への影響度を確認して今後検討の必要がある。なお，この成果は，経済産業省／平成 25 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

* Sumiyuki Sawada[1], Kiyoshi Amemiya[1], Hisashi Imai[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1] and Hiroshi Masaki[2]
[1]Hazama Ando Cop., [2]Toshiba Cop.

# 水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発
# (4) 水中不分離性コンクリートの長距離流動性確認試験および流動解析

Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(4) Validation test for long distance fluidity of washout-resistant concrete and fluid flow analysis

*山下 亮[1]，涌井 俊秋[1],村上 祐治[1],今井 久[1],澤田 純之[1],正木 洋[2]

[1]安藤ハザマ，[2]IRID(（株）東芝)

S/C の充填施工に用いる水中不分離性コンクリートの長距離の流動性と止水性の確認のために，長さ 24m の水槽を製作し，コンクリート打設試験を実施し，水中不分離性コンクリートの性能を確認した。

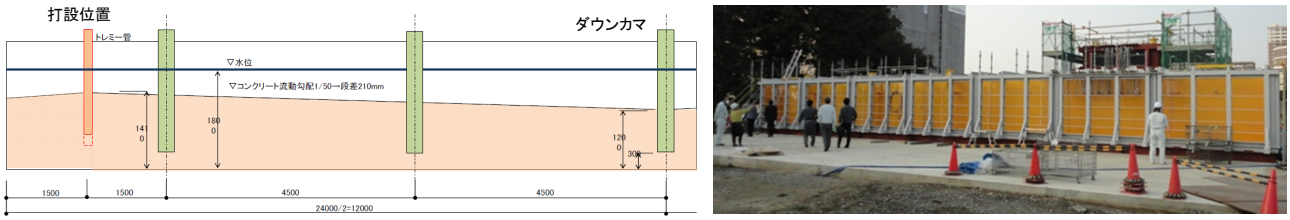
**キーワード**：水中不分離性コンクリート，長距離流動性，流動解析

## 1. はじめに

水中不分離性コンクリートの長距離流動試験は，水槽の 5 カ所にダウンカマ模型を設置し，水槽の両端においてコンクリートを同時に打設した。

## 2. 長距離合流部流動性確認試験と流動解析

試験に用いた長さ 24m の水槽の概要を次の図 1 に示す。




(a)縦断図（半分）　　(b)試験水槽(打設前)

図 1　長距離合流部流動性確認試験の水槽概要

試験結果としてコンクリートの打ち上がりの時間変化を図 2 に示す。最終的に，流動勾配は 1/200～1/300 であった。硬化後のコンクリートの品質については，十分な強度を有することが確認された。中央のダウンカマ付近に温度影響によるクラックが確認されたが，透水試験等から影響は軽微であると判断された。

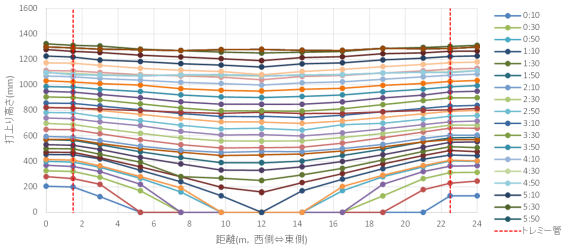



図 2　コンクリートの打ち上がりの状況

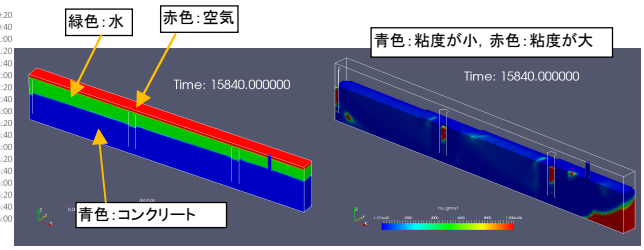



図 3　流動解析結果例(左：打設高さ，右：粘度分布)

また，水中コンクリートの粘度特性(ビンガム流体)を考慮した openFoam を用いた流動シミュレーションを実施し(図 3)，流動状況がある程度再現できることを確認した。

## 3. おわりに

水中不分離性コンクリートが 10m 超の距離を材料分離することなく流動し，最終的に 1/200 以下の勾配になること等が確認された。なお，この成果は，経済産業省／平成２５年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

---

*Ryo Yamashita[1], Toshiaki Wakui[1], Yuji Murakami[1], Hisashi Imai[1], Sumiyuki Sawada[1] and Hiroshi Masaki[2]

[1]Hazama-Ando corp., [2]Toshiba corp.

# 水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発
# （5） φ50mm の模擬損傷孔の止水性確認試験

Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(5) Sealing Experiment of φ50mm hole modeling damaged part on S/C shell

*今井 久[1]，村上 祐治[1]，涌井 俊秋[1]，澤田 純之[1]，正木 洋[2]

[1]安藤ハザマ，[2]IRID(（株）東芝)

S/C 壁面に想定される損傷部（開口部）からの漏水を止めることが求められている。損傷部を φ50mm の円孔としてモデル化し，水中不分離性コンクリートにて閉塞・止水する試験を実施した。この結果，粗骨材寸法 $G_{max}$：40mm, 20mm いずれの配合でも止水できることを確認した。

**キーワード**：水中不分離性コンクリート，損傷孔，止水

## 1. はじめに

水中不分離性コンクリートにて S/C 壁面に存在する損傷部の閉塞・止水効果を，水槽を用いた水中不分離性コンクリート打設試験にて確認した。

## 2. 試験内容

### 2-1. 試験方法

試験は，図 1 に示す二重水槽の内水槽を S/C に見立て，内水槽の片側から水中不分離性コンクリートを打設し，内水槽に設置した模擬損傷孔の閉塞・止水性を確認した。損傷孔は底部，側部に設け，位置の違いによる止水性を確認できるようにした。実機の条件として，炉内冷却水 5.4m$^3$/d を想定し，損傷孔での流量を 90L/min に設定，水温は S/C 内条件に近い 40℃に設定し試験を実施した。

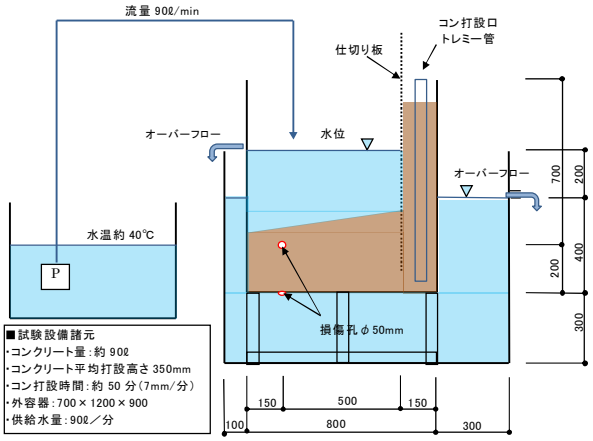



図 1　試験水槽レイアウト

試験は内外水槽の水位差を制御し，一定流量 90L/min の流動場を設定後（三角堰にて流量を測定），水中不分離性コンクリートを一定速度（約 7mm/min のうち上がり速度）で打設し，流量が 0 L/min となるまで打設を継続した。

### 2-2. 試験結果

試験は粗骨材寸法 $G_{max}$=40mm で 2 ケース，$G_{max}$=20mm で 3 ケース実施した。各ケース，始めに側部損傷孔を栓で閉鎖し，底部に所定流量を与え底部の止水試験を実施した。底部閉塞確認後，側部の損傷孔を解放し流量を与え，側部損傷孔の止水試験を実施した。全試験で損傷孔の閉塞・止水を確認した。

底部損傷孔では底部から約 10cm 程度のコンクリート厚さで閉塞，流量が 0 L/min，側部損傷孔では損傷孔上端より 5cm 程度上までコンクリートが打ちあがった時点で閉塞，流量が 0 L/min となることを確認した。損傷孔は，粗骨材のアーチ効果で閉塞し，その間隙を細粒分が詰まり止水していることが観察された。

## 3. おわりに

上記試験により Φ50mm の模擬損傷孔に対して，粗骨材寸法 Gmax=20mm の水中不分離性コンクリートで閉塞・止水が可能であることを確認した。なお，この成果は，経済産業省／平成２５年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

* Hisashi Imai[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Sumiyuki Sawada[1] and Hiroshi Masaki[2]

[1]Hazama Ando Cop., [2]Toshiba Cop.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [3F01-05] Nuclide separation and recovery 1

Chair: Keita Irisawa (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [3F01] Development of Separation Process of High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids

(5)Selective Extraction of Molybdenum (VI) and Zirconium (IV) from Nitric Acid Solution using Oxime Type Extractant

*tadayuki takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1.Tohoku Univ., 2.Japan Nuclear Fuel Limited)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [3F02] Selective Separation of Platinum Group Metals and Molybdenum from High-level Liquid Waste

*Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1], Nobumichi Nagano[1], Keitaro Hitomi[1] (1.Dept. of Quant. Sci. and Energy Eng., Grad. Sch. of Eng., Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [3F03] Development of High Selective Separation Method of Heat-generating Element from High-Level Liquid Waste

(2)Adsorption and Separation Properties using DtBuCH18C6 with Ionic Liquid Impregnated Silica Adsorbent

*Tatsuya Kudo[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1.Tohoku University, 2.Japan Nuclear Fuel Limited)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [3F04] Solvent extraction and separation of Se, Zr, Pd, and Cs having long lived radionuclides

*Yuji Sasaki[1], Keisuke Morita[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Toshiba corporation)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

### [3F05] Evaluation in adsorption-elution behavior of the adsorbent with different wettability

*Kohei Nagoshi[1], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuchi[3], Mutsumi Sato[4], Hiroshi Oikawa[4] (1.Shibaura Institute Of Technology, Graduate School, 2.Shibaura Institute Of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency, 4.GL Sciences)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# イオン液体を用いた高レベル放射性廃液の分離プロセスの開発 (5)ヒドロキシオキシムを用いた硝酸溶液からのモリブデン(VI)およびジルコニウム(IV)の選択的抽出

Development of Separation Process of High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids
(5) Selective Extraction of Molybdenum (VI) and Zirconium(IV) from Nitric Acid Solution using α-Hydroxy Oxime

*高橋正幸[1,2]，伊藤 辰也[1]，金 聖潤[1]
[1]東北大院・工，[2]日本原燃㈱

高レベル放射性廃棄物中に含まれる Mo 及び Zr を選択的に分離・回収するため、Mo 抽出剤としてヒドロキシオキシムを含有するイオン液体（[HBet][$NTf_2$]:protonated betaine bis (trifluoromethylsulfonyl)amide）の抽出特性を明らかにするとともに、核種分離プロセスへの適用について検討を行った。

**キーワード：高レベル放射性廃液、イオン液体、溶媒抽出、モリブデン**

**1. 緒言**　資源の有効利用及び高レベル放射性廃棄物処分の負荷軽減の観点から、高レベル放射性廃液（HLLW）からの有用元素の効率的な分離・回収技術の開発が望まれている。そこで、有機溶媒などの分子性溶媒とは異なる特異な特徴を有するイオン液体を用いた溶媒抽出法に着目し、Calix-crown などの抽出剤を含有するイオン液体抽出系が HLLW から Cs(I), Sr(II)を効果的かつ選択的に分離可能であることを報告してきた[1,2]。本研究では、ガラス固化体の健全性に影響を与えるイエローフェーズの発生原因である Mo, Zr を選択的に分離・回収するための分離プロセスを検討するため、抽出剤として 5,8-diethyl-7-hydroxy-6-dodecanonoxime を用いたイオン液体抽出系における Mo(VI)及び Zr(IV)の抽出特性について検討を行った。

**2. 実験**　5,8-diethyl-7-hydroxy-6-dodecanonoxime を含有するイオン液体（[HBet][$NTf_2$]）を用いて、5 mM の Mo(VI)及び Zr(IV)を含む硝酸溶液条件下でバッチ法抽出試験により硝酸濃度依存性、抽出時間依存性等の抽出特性を評価した。抽出前後の水溶液中金属濃度の測定には ICP-AES を用いた。

**3. 結果**　抽出前後の金属イオン濃度から分配比($D_{Metal}$)を算出し、初期硝酸濃度に対する依存性を求めた結果を図 1 に示す。本試験の条件内では初期硝酸濃度の増加と共に $D_{Mo}$, $D_{Zr}$ が減少しており、硝酸濃度が低いほど、Mo, Zr の抽出に有利であることが確認された。以上の結果に加え、発表では抽出時間依存性や抽出剤濃度依存性、模擬溶液を用いた初期硝酸濃度に対する Mo(VI), Zr(IV)選択性などの抽出特性、分離プロセスへの適用の検討について報告する。

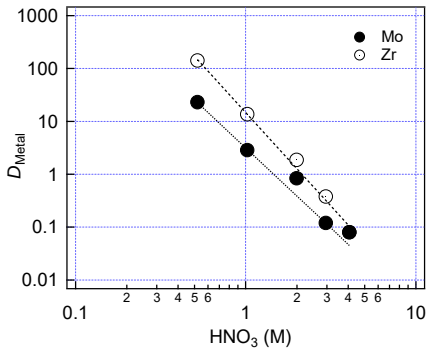



図 1.　硝酸濃度と Mo(VI)及び Zr(IV)の分配比の関係

**参考文献**

[1] 高橋正幸、他、日本原子力学会 2015 年秋の大会、E11 (2015).
[2] 高橋正幸、他、日本原子力学会 2016 年春の年会、2I01 (2016).

*Tadayuki Takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1] and Seong-Yun Kim[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited

# 高レベル放射性廃液中からの白金族元素及びモリブデンの選択的分離

Selective Separation of Platinum Group Metals and Molybdenum from High-level Liquid Waste

*伊藤 辰也[1], 金 聖潤[1], 長野 宣道[1], 人見 啓太郎[1]

[1]東北大学

高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素及びモリブデンを分離するために、硫黄含有ジアミド担持吸着材及びヒドロキシオキシム担持吸着材を調製し、分離特性について検討した。

**キーワード：**高レベル放射性廃液、白金族元素、モリブデン、多孔性シリカ担持型吸着材、吸着

**1. 緒言**　高レベル放射性廃液（HLLW）に含まれている白金族元素（PGMs）及び Mo は、ガラスへの溶解性が低く、沈降堆積やイエローフェーズ形成などによってガラスの均一性を損なうとされ、ガラス固化体発生本数増大の一因となっている。一方で、PGMs は有用な希少元素であるため、資源としての有効利用が期待されており、これらを同時に解決可能な分離・回収技術の開発が望まれている。そこで我々は、精密分離に優れ、コンパクトな分離装置が構成可能な抽出クロマト法に着目し、調製した硫黄含有ジアミド担持型吸着材の分離挙動やヒドロキシオキシム担持吸着材の吸着挙動等について報告してきた[1,2]。本研究では、HLLW から PGMs 及び Mo を選択的に分離するため、ヒドロキシオキシム担持型吸着材の分離特性を明らかにし、硫黄含有ジアミド担持型吸着材と合わせて分離プロセスの構築を試みた。

**2. 実験**　ヒドロキシオキシム担持型吸着材は 5,8-ジエチル-7-ヒドロキシ-6-ドデカノンオキシム(DEHDO)及び改質剤である 1-ドデカノール(Dodec)を多孔性シリカ/ポリマー複合担体($SiO_2$-P)に含浸担持させて調製した（(DEHDO+Dodec)/$SiO_2$-P）。分離特性はカラム法による模擬廃液の分離試験によって評価した。HLLW 中の代表的な金属イオン（Zr, Mo, Ru, Rh, Pd, La, Ce, Nd, Sm, Gd, Re (Tc の代替)）の濃度を各 5 mM (M = mol/L)、硝酸濃度を 2 M に調整した模擬廃液を 5 mL 供給した後、洗浄液である 2 M 硝酸、及び溶離液を通液させた。金属イオン濃度の測定には ICP-AES を用いた。

**3. 結果**　(DEHDO+Dodec)/$SiO_2$-P を用いた模擬廃液のカラム分離試験を行ったところ、図 1 に示す結果が得られた。模擬廃液を供給後、吸着性を示す Mo, Zr 及び Pd 以外の金属イオンが流出し、弱い吸着性を示す Re が 2 M 硝酸によって溶出した。吸着した Pd はチオ尿素(Tu)、Zr はシュウ酸によって溶離可能であったが、Mo はジエチレントリアミン五酢酸(DTPA)、純水では溶離されず、過酸化水素-硝酸溶液で極わずかに溶離されるだけであった。ただし、Mo はほぼ全量が吸着されたため、吸着分離材としては優秀であると考えられる。以上の結果に加え、更なる溶離の検討、硫黄含有ジアミド担持型吸着材と合わせた分離スキーム検討等について報告する。

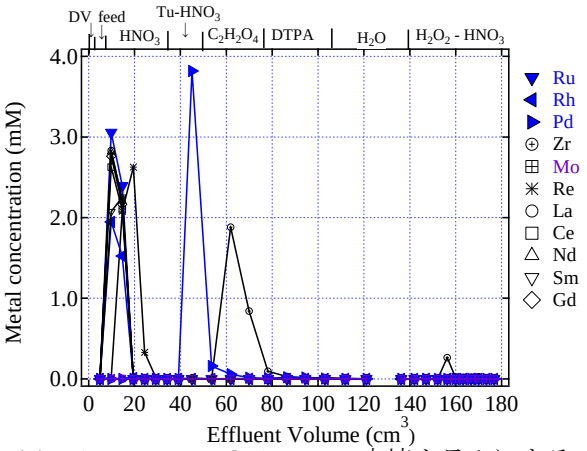



図 1. (DEHDO+Dodec)/$SiO_2$-P 充填カラムによる模擬廃液の分離挙動
（カラム: φ10×150mm, 吸着材: 4 g, 温度: 25 ˚C, 流量: 0.5 mL/min, ）

**参考文献**

[1] 伊藤辰也、他、日本原子力学会 2014 年春の年会、H01 (2014).
[2] 伊藤辰也、他、日本原子力学会 2015 年秋の大会、E14 (2015).

*Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1], Nobumichi Nagano[1], Keitaro Hitomi[1]
[1]Tohoku Univ.

# 高レベル放射性廃液中からの発熱性元素の高選択分離法の開発
# (2) DtBUCH18C6 含有イオン液体吸着材による吸着・分離法

Development of High Selective Separation Method of Heat-generating Element from High-Level Liquid Waste
(2) Adsorption and Separation Properties using DtBuCH18C6 with Ionic Liquid Impregnated Silica Adsorbent

*工藤　達矢[1,2]、伊藤　辰也[1]、金　聖潤[1]
[1]東北大院・工，[2]日本原燃㈱

高レベル放射性廃液(HLLW)中に含まれる発熱性元素を分離・回収するために、DtBuCH18C6 含有イオン液体含浸吸着材を調整し、模擬廃液中に含まれる発熱性元素の吸着特性及び分離特性について検討した。

**キーワード：高レベル放射性廃液、含浸吸着材、イオン液体、吸着、分離**

## 1. 緒言

使用済核燃料の再処理に伴って排出される HLLW 中の Sr は高発熱性であることから処理処分の熱負荷が大きい FP 元素である。しかし、Sr の主要核種である $^{90}$Sr は、放射能は高いが、半減期は約 29 年と短いため、他の FP や TRU と分離して減衰貯蔵・浅地層処分を実施することが可能であると考えられており、これまでに、含浸多孔性シリカ担持材を用いた Sr 分離について研究を行ってきた。本研究では、強酸性及び中性溶液に適用可能な Sr 分離抽出材として、Sr に高い選択性のある 4,4',(5')-di-tert-butyldicyclohexano-18-crown-6(DtBuCH18C6)を選定し、改質剤として疎水性イオン液体 1-ethyl-3-methylimidazolium bis (trifluoro methylsulfornyl) amide ([$C_2$mim][$NTf_2$])を多孔性担体粒子($SiO_2$-P)に含浸担持した DtBuCH18C6 含有イオン液体含浸吸着材を調整し、Sr の吸着特性について検討を行った。

## 2. 実験

吸着材(DtBuCH18C6+[$C_2$mim][$NTf_2$])/$SiO_2$-P は含浸担持法により調整した。HLLW に含まれる代表的な金属元素(Sr, Ba, Na, Ca, La, Nd, Sm, Gd, Ru, Pd, Zr, Mo)を対象にして、硝酸濃度をパラメータとしてバッチ吸着試験を行った。水相中の金属元素濃度は ICP 発光分光分析法により定量した。

## 3. 結論

初期金属イオン濃度 5mM、温度 25℃、接触時間 5 時間のバッチ試験により得られた吸着率の硝酸濃度に対する依存性を図 1 に示す。本試験の硝酸濃度範囲においては、0.0001M から 1M 及び 3M 以上の硝酸濃度の増加に伴った吸着率の増加が見られた。また、硝酸濃度 0.0001M ではほとんどの Sr が吸着せず、純水で吸着した Sr の溶離ができると考えられる。以上の結果に加え、温度依存性、接触時間依存性、金属イオン濃度をパラメータとした吸着特性、吸着材の耐硝酸性等について報告する。

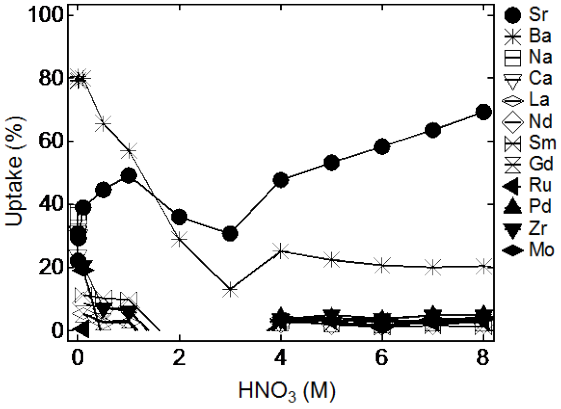



図 1.バッチ吸着試験における分配係数の硝酸濃度依存性

*Tatsuya Kudo[1,2], Tatsuya Ito[1] and Seong-Yun Kim[1]
[1] Tohoku Univ., [2] Japan Nuclear Fuel Limited

# 長半減期核種を持つ Se, Zr, Pd, Cs の溶媒抽出分離

Solvent extraction and separation of Se, Zr, Pd, and Cs having long lived radionuclides

*佐々木祐二[1]、森田圭介[1]、鈴木伸一[1]、塩飽秀啓[1]、伊藤圭祐[1]
高橋優也[2]、金子昌章[2]
[1]原子力機構、[2]（株）東芝

演者らは、長半減期核種を持つ Se, Zr, Pd, Cs の分離技術を確立し、これに核変換技術を導入することにより、短半減期若しくは非放射性元素に変換する技術開発を進めている。対象の元素はアニオン性の Se，ハードな金属の Zr, Cs 及びソフトな金属の Pd を含んでおり、それぞれ元素に適する抽出剤を利用する分離技術の構築を計る。

キーワード：長半減期核種、Se，Zr，Pd，Cs，溶媒抽出

**1. 緒言**　高レベル廃液中には、分離変換が求められるマイナーアクチノイド（MA）が多量に含まれ、これまでにMA分離技術の開発が世界的に求められてきた。一方、核分裂生成元素の中にも半減期が極めて長く、ガラス固化体に含まれた場合環境中への長期的な危険性を有する元素も含まれる。ImPACT（Impulsing PAradigm Change through disruptive Technologies）プロジェクトはこれら元素を効率的に回収し、有効な処分法の適用、又は資源再利用を目指すものである。対象となる元素は Se，Zr，Pd，Cs である。我々は溶媒抽出法によるこれら元素の簡便な分離回収法の開発を目指す。

**２．実験方法**　溶媒抽出実験に用いる希釈剤はここでは 1-オクタノールを用いた。Se や Cs 抽出剤を溶解するのに高い極性を持ち、CHON に対応する化学構造を持つ溶媒が望ましい理由からである。用いた抽出剤はここでは NTA アミド、フェニレンジアミン、TODGA，HDEHP，及び DtBuDB18C6 である。これら構造を図１に示す。これらを 1-オクタノールに溶解したものを有機相、水相には各種濃度の硝酸溶液を用いて溶媒抽出を実施した。抽出後の水相の濃度を ICP-AES，又は ICP-MS で測定した。なお、有機相は水相中の初期の金属濃度より抽出後の水相の金属濃度を差し引いた値を利用した。分配比は有機相金属濃度と水相金属濃度の比で求めた。

**３．結果**　各抽出剤の１-オクタノールへの溶解度であるが、特にフェニレンジアミン、DtBuDB18C6 の溶解度はやや低く、最大で 0.2 M の抽出剤濃度の溶液を作成した。これを用いて、Se，Zr，Pd，Cs 分配比の硝酸濃度依存や抽出剤濃度依存性を調べた。なお、NTA アミドを Pd、DtBuDB18C6 を Cs、フェニレンジアミンを Se、及び TODGA，HDEHP を Zr 抽出にそれぞれ用いた。その結果目標とされる 90%以上の回収できる条件を見出すことができた。発表では、それら分離条件等について述べる。

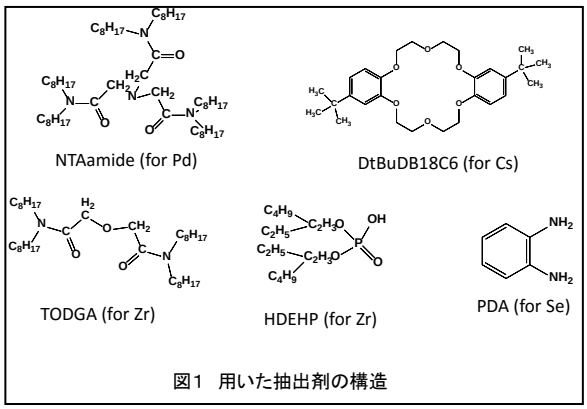


図1　用いた抽出剤の構造

なお、本研究は、総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により、科学技術振興機構を通して委託されたものです。

Yuji Sasaki[1], Keisuke Morita[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], Keisuke Morita[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency. [2]Toshiba Corporation

# 濡れ性の異なる含浸吸着材を用いた吸着・溶離特性の評価

Evaluation in adsorption-elution behavior of the adsorbent with different wettability

*名越 航平[1], 新井 剛[2], 渡部 創[3], 佐野 雄一[3], 竹内 正行[3], 佐藤 睦[4], 及川 博史[4]
[1] 芝浦工業大学大学院, [2] 芝浦工業大学, [3] 日本原子力研究開発機構, [4] ジーエルサイエンス

高レベル放射性廃液中の MA を回収することを目的とした含浸吸着材の改良手段として、担体に用いる多孔性 $SiO_2$ 粒子に対し親水または疎水処理を行い、吸着・溶離性能に及ぼす影響を評価した。本試験結果から、親水性を有する吸着材は吸着性能、疎水性を有する吸着材は溶離性能の向上が確認され、濡れ性が含浸吸着材の性能に大きく影響することが明らかとなった。

**キーワード：**抽出クロマトグラフィ, 含浸吸着材, 濡れ性, マイナーアクチノイド

**1. 緒言**　これまでに筆者らは、高レベル放射性廃液処理プロセスの高度化を目的として、抽出クロマトグラフィ法に用いる含浸吸着材の適正化に関する検討を重ねてきた。本研究室では、含浸吸着材の基体である多孔性 $SiO_2$ 粒子への表面処理に着目し、TMS 化剤によりシラノール基を処理することで溶離の際のテーリングや抽出剤の漏出の抑制について検討を行っている。これまでの研究成果から、多孔性 $SiO_2$ 粒子の表面処理により良好な溶離特性を示すことが確認されている[1]。一方、表面処理により吸着材が極度に疎水化し、$SiO_2$ 粒子が濡れ性を損なうことで吸着量や吸着速度の低下が懸念される。そのため、表面処理の有効性については、既往の成果に加え濡れ性等の観点からも総合的に評価する必要があり、親水化した吸着材の基礎特性との比較が不可欠である。本研究では、TMS 化後の多孔性 $SiO_2$ 粒子に Diol 基を導入した親水性の吸着材を調製し、表面処理による濡れ性の変化が吸着・溶離挙動に及ぼす影響について詳密に検討を重ねた。

**2. 実験方法**　含浸吸着材は、粒径 50 μm、細孔径 50 nm の多孔性 $SiO_2$ 粒子 (Q50) に架橋度 10 %のスチレン-ジビニルベンゼン共重合体を被覆した $SiO_2$-P を担体とし、TODGA 抽出剤の含浸率を 20 wt%となるように調製した。また、基体に用いる多孔性 $SiO_2$ 粒子は、シラノール基の抑制のため TMS 基を導入した疎水性を示す粒子 (Q50-Es) 、TMS 基を導入した多孔性 $SiO_2$ 粒子に対し Diol 基を導入し親水性を示す粒子 (Q50-Di) の 2 種について検討した。各吸着材の吸着性能は Nd(III)を対象元素としたバッチ式吸着試験で評価し、溶離性能はカラム試験により Nd(III)の破過・溶離曲線から評価した。

**3. 結果及び考察**　**図 1** に各吸着材の吸着量の経時変化を示す。**図 1** より、Q50-Es は吸着平衡に達するまでに 1 時間程度を要することが確認された。一方、Q50-Di の吸着速度は顕著に増大し数分で吸着平衡に達した。これは、親水基の導入に伴い吸着材表面での物質移動が良好に行われ、Nd(III)の吸着反応が進行したためと推測される。次いで、**図 2** に各吸着材の Nd(III)の破過・溶離曲線を示す。**図 2** より、何れの吸着材においても破過挙動に大きな差異は見られなかったが、溶離挙動については顕著な違いが確認された。一般的に親水性の物質は高い極性または電荷を有する。本研究で用いた各多孔性 $SiO_2$ 粒子は負の電荷を有しており、ゼータ電位の絶対値は Q50-Di ＞ Q50 ＞ Q50-Es の順で高い値を示した。このことから、多孔性 $SiO_2$ 粒子の負電荷の増加に伴い、金属陽イオンとの電気的相互作用が大きくなると推測される。そのため、親水性の Q50-Di を用いた場合は金属陽イオンに対する引力が増大し、イオンの拡散が妨げられることで溶離性能が低下したと考えられる。これらの試験結果から、吸着材の濡れ性は基体の多孔性 $SiO_2$ 粒子の極性に大きく依存し、それは吸着・溶離挙動に大きく影響を及ぼすことが明らかとなった。

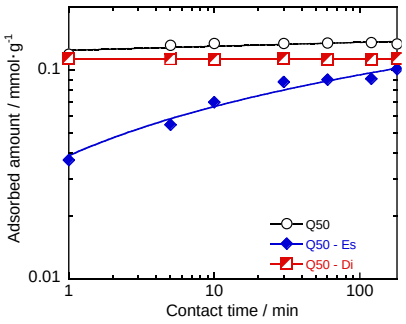



**図 1 吸着量の経時変化**

([Nd(III)] = 10 mM, [$HNO_3$] = 3 M, Temp.= 298 K, Feed solution = 4 $cm^3$, TODGA adsorbent = 0.2 g)

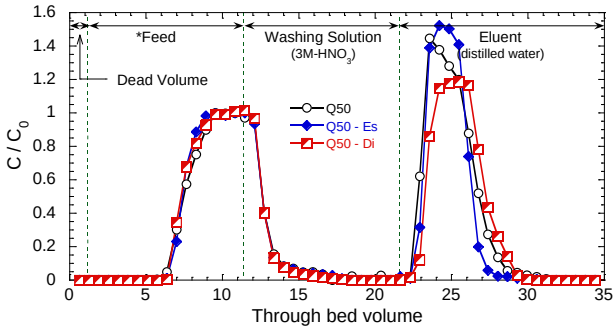



**図 2 破過・溶離クロマトグラム**

(TODGA adsorbent = 3.925 $cm^3$, column = Φ10 mm×h100 mm, Flow rate = 5 $cm^3 \cdot min^{-1}$, Temp.= 298 K, Feed = 10 mM-Nd(III) in 3 M-$HNO_3$)

**参考文献**

[1] 名越航平 ほか：日本原子力学会 2015 年 秋の大会, E13, (2015)

*Kohei Nagoshi[1], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuchi[3], Mutsumi Sato[4] and Hiroshi Oikawa[4]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2] Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]GL Sciences

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Fri. Sep 9, 2016 10:50 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [3F06-09] Secondary aqueous waste treatment 1

Chair: Yoshiharu Sakamura (CRIEPI)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

### [3F06] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(1)Synthesis and evaluation of simulated wastes

*Takumi Taniguchi[1], Keita Irisawa[1,2], Yuzuru Ito[1], Masahiro Namiki[1], Takeshi Ohsugi[1], Katsufumi Hashimoto[3], Isamu Kudo[4], Tetsuro Sakakibara[1], Osamu Nakazawa[1], Yoshihiro Meguro[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Sheffield, 3.Kyoto University, 4.ADVAN ENG.co., ltd.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

### [3F07] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(2)Roles of phosphate on mineral formation of calcium aluminate cement

*Kieta Irisawa[1,2], Ines Garcia-Lodeiro[2], Takeshi Ohsugi[1], Osamu Nakazawa[1], Yoshihiro Meguro[1], Hajime Kinoshita[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Sheffield)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

### [3F08] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(3)Effects of phosphates on calcium aluminate cement under hydrothermal conditions

Maria Ines Garcia-Lodeiro[1], Yuan Gao[1], Mehul Chavda[1], Keita Irisawa[1,2], Yoshihiro Meguro[2], *Hajime Kinoshita[1] (1.The University of Sheffield, 2.Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

### [3F09] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(4)Heat-treatment of phosphate modified calcium aluminate cement under open system

*Maria Ines Garcia Lodeiro[1], Feiyang Jin[1], Keita Irisawa[2,1], Yoshihiro Meguro[2], Hajime Kinoshita[1] (1.University of Sheffield, 2.Japan Atomic Energy Agency)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 福島汚染水処理二次廃棄物のための固定化技術の開発
# (1) 模擬廃棄物の合成と評価

Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(1) Synthesis and evaluation of simulated wastes

*谷口 拓海[1], 入澤 啓太[1,2], 伊藤 譲[1], 並木 仁宏[1], 大杉 武史[1], 阿部 智久[1], 佐藤 淳也[1], 榊原 哲朗[1], 中澤 修[1], 目黒 義弘[1], Garcia-Lodeiro, Ines[2], 木下 肇[2], 橋本 勝文[3], 工藤 勇[4]

[1]日本原子力研究開発機構,[2]シェフィールド大学, [3]京都大学, [4]アドバンエンジ

原子力機構は、英国シェフィールド大学と協力して、文科省廃炉加速化共同プログラムを実施している。本研究では、それら廃棄物の水素ガス燃焼・漏えいリスク低減を目的に、低含水リン酸セメントによる閉じ込めを目指す。本発表では、日英共同プロジェクトの概要と合成した模擬廃棄物を紹介する。

**キーワード：**濃縮廃液、鉄共沈スラリー、炭酸塩スラリー

## 1. 緒言

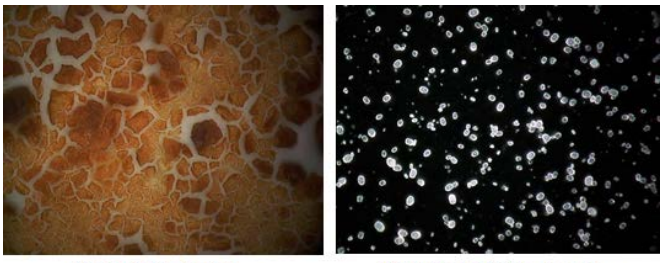
福島第一原子力発電所における汚染水処理によって、高濃度の放射性核種、大量の水分、海水成分を含む濃縮廃液、鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリーが二次廃棄物として発生している。本共同研究は、放射性廃棄物の貯蔵時における水素ガス燃焼リスク及び漏洩リスクの低減を目的とし、汚染水処理から発生する二次廃棄物の脱水固定化法を開発することを目指して、英国シェフィールド大学と日本側産学官が連携し、①模擬廃棄物の合成と評価、②脱水固定化法の開発、③放射線照射の影響評価及び④混合固化物の長期安定性評価を実施する。本発表では、日英共同プロジェクトの概要及び模擬廃棄物の合成及び評価に関して紹介する。

## 2. 実験

福島第一原子力発電所で保管されている廃棄物の情報、既存の報告書等を参考として、コールドトレーサーとして $SrCl_2$ を付加した濃縮廃液、鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリーの模擬廃棄物を合成した。合成した模擬廃棄物を分析して物理的・化学的特性の基礎データを取得し、公開情報等に示される実廃棄物の特性と比較した。

## 3. 結果と考察

合成した模擬濃縮廃液は、蒸発濃縮前に比べて3.4倍に蒸発濃縮した $Cl^-$ 濃度が得られた。合成した模擬スラリー（図1）は、平均粒径、化学組成、pH等の性状を比較し、実スラリーの平均粒径及びpHと誤差の範囲内で一致した。組成は、若干のずれがみられた。これは、実廃棄物中に含まれている $SiO_2$ 等の不純物によるものと考えられる。本研究成果は、平成27年度文部科学省廃炉加速化研究プログラム（日英原子力共同研究）の成果の一部です。



鉄共沈スラリー　　模擬炭酸塩スラリー

図1 合成した模擬スラリーの画像（倍率700倍）

---

*Takumi Taniguchi[1], Keita Irisawa[1,2], Masahiro Namiki[1], Takeshi Ohsugi[1], Tomohisa Abe[1], Junya Sato[1], Tetsuro Sakakibara[1], Osamu Nakazawa[1], Garcia-Lodeiro, Ines[2], Katsufumi Hashimoto[3], Isamu Kudo[4], Hajime Kinoshita[2] and Yoshihiro Meguro[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Sheffield, [3]Kyoto University, [4]ADVAN ENG co., ltd.

# 福島汚染水処理二次廃棄物のための固定化技術の開発
# (2) セメントの形成鉱物に及ぼすリン酸の役割

**Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima**

**(2) Roles of phosphate on mineral formation of calcium aluminate cement**

*入澤　啓太[1,2], Garcia-Lodeiro, Ines[2], 大杉　武史[1], 中澤　修[1], 目黒　義弘[1], 木下　肇[2]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]シェフィールド大学

本研究では、福島汚染水処理二次廃棄物スラリー及び濃縮廃液の水素ガス燃焼・漏えいリスク低減を目的に、低含水リン酸セメントによる閉じ込めを目指す。本発表では、リン酸がカルシウムアルミネートセメント中の形成鉱物に及ぼす影響を調べた。

**キーワード**：カルシウムアルミネートセメント、リン酸、非晶質相

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所における汚染水処理によって、高濃度の放射性核種、大量の水分、海水成分を含む濃縮廃液、鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリーが二次廃棄物として発生している。このような廃棄物の長期貯蔵において、漏えいや水素ガス発生による燃焼のリスクが存在する。これらのリスクを低減し、安全かつ安定に貯蔵するため、本共同研究ではリン酸を用いた、水素ガス発生を抑制すると同時に、Sr 及び Cl を安定に固定化できる汚染水処理二次廃棄物の廃棄体化技術を開発する。本発表では、母材としてカルシウムアルミネートセメント(CAC)を用い、CAC 中の形成鉱物に及ぼすリン酸の役割を調査した。

## 2. 実験

材料として CAC(Secar 51, Kerneous)、ポリリン酸ナトリウム及び蒸留水を使用した。リン酸/セメント比を 0.40 で固定し、水分量を増やしたリン酸セメント試料(0.4p/c)、及びリン酸/水比を 1.1 に固定しセメント量を減らした試料(1.1p/w)を合成した。20 °C で 28 日間養生後の試料を XRD 及び TG 等を用いて分析した。

## 3. 結果と考察

CAC の未水和鉱物は monocalcium aluminate (c)、gehlenite(g)及び perovskite (t)であり、水和反応に依って hydrogarnet (H)及び gibbsite (G)が形成される(図)。CAC では、c の XRD ピークが水和により減少するとともに、水和鉱物の H 及び G が形成した。リン酸セメントは CAC とは異なり、検出されたピークは未水和鉱物のみであった。これは、リン酸が c から溶出する Ca や Al と反応し、水和ではなく酸塩基によって反応したためと考えられる。水/セメント比の増大に伴い gibbsite の析出も増加する傾向を示すのに対し、リン酸/水比 1.1 である系では gibbsite の形成自体を妨げることがわかった。本発表は、H27 年度文科省廃炉加速化プログラムの成果の一部である。

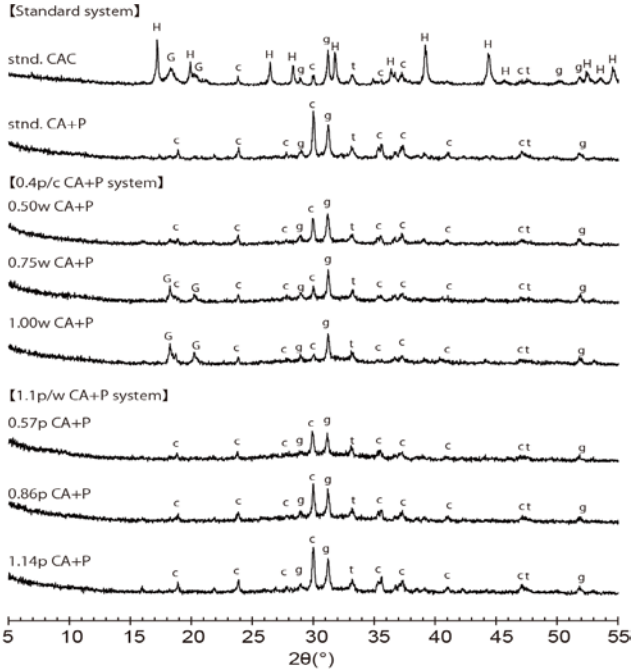



図 X 線回折結果

*Keita Irisawa[1,2], Ines Garcia-Lodeiro[2], Takeshi Ohsugi[1], Osamu Nakazawa[1], Yoshihiro Meguro[1] and Hajime Kinoshita[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Sheffield

# 福島汚染水処理二次廃棄物のための固定化技術の開発
# (3) 水熱条件下におけるリン酸の影響

# Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
# (3) Effects of phosphates on calcium aluminate cement under hydrothermal conditions

Ines Garcia-Lodeiro[1], Yuan Gao[1], Mehul Chavda[1], 入澤啓太[1,2], 目黒義弘[2], *木下肇[1]
[1]The University of Sheffield, [2]日本原子力研究開発機構

本研究では、カルシウムアルミネートセメント(CAC)に及ぼすリン酸の影響を60ºC, 105ºC および 180ºC の水熱処理条件下において調べた。CAC を水熱処理すると、安定相である $C_3AH_6$ および γ-AlOOH の生成が確認された。単分子リン酸は CAC の水和及等の反応を遅延したのに対し、高分子リン酸は非晶質生成相を安定化し、180ºC まで保持した。後者において、結晶生成相としてハイドロキシアパタイトのみが確認された。

**キーワード:** リン酸セメント、カルシウムアルミネートセメント、ハイドロキシアパタイト、水熱処理

## 1. 緒言

カルシウムアルミネートセメント(CAC)をリン酸塩により改質した材料が、中間レベル廃棄物(ILWs)固化の母材として研究されてきた[1]。特に単分子と高分子との混合リン酸塩の使用は、従来の CAC の相変態の問題を回避するだけでなく、硬化時間を制御し、実用性を増す事が出来るため興味深い[2]。本研究では、高温下でのリン酸塩の役割を系内の水分量を損なうことなく調べるために、単分子および高分子リン酸塩が CAC に及ぼす影響を水熱条件下で調査した。

## 2. 実験

文献[2]に示された手順に基づき、$NaH_2PO_4$ および/または $(NaPO_3)_n$、を用いて試料を調製した。室温で 14 日間養生させた後、密閉容器を用いて試料を 60、105 および 180ºC で各 6 時間水熱処理し、生成相を XRD、TG および FT-IR を用いて分析した。

## 3. 結果と考察

従来の CAC を水熱処理した場合、安定相である $C_3AH_6$ および $Al(OH)_3$ 由来の γ-AlOOH が生成された。単分子リン酸による改質では、CAC の水和の遅延が見られ、準安定相である $CAH_{10}$ を≥ 60℃まで保持した。一方、高分子リン酸を用いた場合、非晶質相の安定化を示唆する結果が得られ、$C_3AH_6$ および $Al(OH)_3$ といった結晶相は確認されず、ヒドロキシアパタイトのみが確認された。発表では、リン酸塩による改質の影響に基づき、これらの結果について議論する。

## 参考文献

[1] H. Kinoshita, P. Swift, C. Utton, B. Carro-Mateo, G. Marchand, N. Collier and N. Milestone, Corrosion of aluminium metal in OPC- and CAC-based cement matrices, Cement and Concrete Research, 50 (2013) pp.11-18.

[2] M. A. Chavda, H. Kinoshita, J. L. Provis, Modification of low-pH calcium aluminate cement to enhance stability for immobilisation of metallic wastes, Advances in Applied Ceramics, 113 [8] (2014) pp. 453-459.

---

Ines Garcia-Lodeiro[1], Yuan Gao[1], Mehul Chavda[1], Keita Irisawa[1,2], Yoshihiro Meguro[2], *Hajime Kinoshita[1]
[1]The University of Sheffield, [2]Japan Atomic Energy Agency

# Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
## (3) Heat-treatment of phosphate modified calcium aluminate cement under open system

*Ines Garcia-Lodeiro[1], Feiyang Jin[1], Keita Irisawa[1,2], Yoshihiro Meguro[2], Hajime Kinoshita[1]
[1]The University of Sheffield, [2]Japan Atomic Energy Agency

The present study investigates the effect of water loss during the curing of phosphate-modified CAC system at different temperatures (35ºC, 60ºC, 90ºC, 180ºC) in open systems. Experimental results indicate that these phosphate-based cements do not form the conventional CAC crystalline hydration products at these temperatures but provide structural integrity despite a significant amount of water loss. Hydroxyapatite was detected at temperatures ≥60ºC.

**Keywords:** Calcium Aluminate Cement (CAC), Phosphates, C-A-P-H gel, hydroxyapatite

### 1. Introduction

The addition of phosphates to calcium aluminate cements have been shown an effective way to avoid the ordinary conventional hydration of cementitious systems. These systems set and hardened via acid-based reaction, between the acid phosphates solution and the basic CAC cement [1,2]. Due to this different mechanism of reaction, it would be possible to generate a compact cementitious product with a reduced water content, which can be beneficial to avoid hydrogen gas generation associated with the radiolysis of water by radioactive wastes. The present study investigates the effect of heat treatment (at different temperatures) of phosphates modified CAC cements in open systems.

### 2. Experimental

Phosphate modified CAC pastes were prepared with a water/cement ratio of 0.35, a polyphosphate cement ratio of 0.4 and a monophosphate/cement ratio of 0.05. CAC pastes with same water content were used as a reference. Samples were kept at different temperatures (35ºC, 60 ºC, 90 ºC, 180ºC) in open systems for 28 days. During this time the loss of water was monitored. After 28 days samples were characterized by XRD, TG, MIP and SEM.

### 3. Results and discussion

Phosphate-based cements did not form the conventional CAC crystalline hydration products but provided structural integrity, with a slightly decreased porosity compared with the unmodified CAC. While CAC systems have a limitation in the reduction of water, it can be reduced in a larger extent in phosphate modified CAC. Hydroxyapatite was the only crystalline hydrated product detected when we work at temperatures ≥ 60 ºC. The results are further discussed in relation to the hydrate phases in these two systems.

#### References

[1] Swift P.D, Kinoshita H., Collier N.C, Utton C.A, Phosphate modified calcium aluminate cement for radiactive waste encapsulation Advance Applied Ceramics,112 (2013) 1-8

[2] Chavda M.A, Bernal S.A, Apperley D.C, Kinoshita H., Provis J.L, Identification of hydrated gel phases present in phosphate-modified calcium aluminate binders, Cement and Concrete Research 70 (2015) 21-28

General Meeting

Fri. Sep 9, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room F
Kumume City Plaza - Creative Box

**[GM3F] 「バックエンド部会」第45回全体会議**

[GM3F] General Meeting

General Meeting

# [GM3F] 「バックエンド部会」第45回全体会議

Fri. Sep 9, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

## [GM3F]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Fuel Cycle and Environment Division

Fri. Sep 9, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [PL3F] How durable is HLW glass ? Current understandings of HLW glass performance in geological disposal

Chair: Gento Kamei (JAEA)

[PL3F01] In an aspect of performance assessment

*Toshiaki Ohe[1] (1.Tokai Univ.)

[PL3F02] Current international studies

*Yaohiro Inagaki[1] (1.Kyushu Univ.)

[PL3F03] In an aspect of scientific fundamentals

*Takahiro Okubo[1] (1.Chiba Univ.)

[PL3F04] In an aspect of computational modeling and simulation

*Tamotsu Chiba[1] (1.JGC)

[PL3F05] Current Japanese studies and future plan

*Sei-ichiro Mitsui[1] (1.JAEA)

[PL3F06] Discussion

Chair: Katsuhiko Ishiguro[1] (1.NUMO)

バックエンド部会セッション
「ガラス固化体の実力は？—地層処分におけるガラス固化体性能評価の現状—」

# （1）ガラス固化体の実力は？ —性能評価の観点から—

(1) In an aspect of performance assessment

*大江 俊昭[1]
[1]東海大学

## 1. はじめに

我が国における地層処分の実現可能性を論じた第 2 次取りまとめ（取りまとめ）では、ガラス固化体は処分後約 7 万年で全量が溶解するとしている。しかし、7 万年では $^{135}$Cs や $^{237}$Np などの長半減期核種を隔離することは覚束ず、そのためか、その後の固化体性能に関する研究開発は停滞していたといっても過言ではない。一方、取りまとめは 15 年前の技術情報に立脚していたこと、メカニズムが十分把握されていない部分は安全側の仮定に立った評価をせざるを得なかったこと、などの理由で寿命を過小評価していたことは否めない。そこで、ガラス固化体にどの程度の核種保持能が期待できるか再吟味し、新たな役割を付与できるか否かを検討した。

## 2. 前提の再吟味

### 2-1. 温度

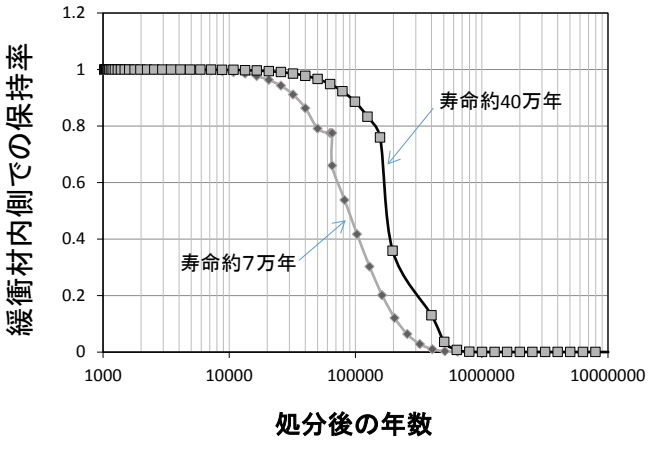
ガラス固化体の温度は時間とともに低下し、約 3000 年後には地温（設定 45℃）とほぼ等しくなるが、取りまとめでは保守的に廃棄体定置後 1000 年での温度 60℃が継続するとしている。この温度差では残存溶解速度定数に約 3 倍の違いがあり、現実的な温度設定によりガラス固化体溶解寿命は 3 倍となる。

### 2-2. 表面積

ガラス固化体の溶解に伴い表面積は徐々に減少し、溶解速度も低下する。一方、取りまとめでは、製造時の割れを考慮して表面積は初期値の 10 倍としているものの、そのまま表面積一定としているので溶解速度が過大評価されている。そこで、実験的に求められた割れの幾何学的長さと同じ長さの平板に置き換えたモデルや、小球に分割したモデルを使って表面積の減少を考慮すると、溶解寿命は 40 万年を超える可能性が見えてくる。

## 3. 長寿命化が与える効果

ガラス固化体の溶解寿命が 40 万年に伸びた場合、ガラス固化体と緩衝材中に残存する $^{135}$Cs の割合を時間の関数で示したのが右図である。約 15 万年程度は 80%以上の $^{135}$Cs を保持している結果となった。これは 7 万年の場合と比較しても約 3 倍の保持期間である。




ガラス固化体の寿命を延伸させる現象として、上記以外にも、①反応表面に形成される保護皮膜、②亀裂内部での実効的な接液面積の低下、などが十分期待できる。ガラス固化体の溶解寿命の延伸は、これまで長期の核種保持能を期待されていなかったガラス固化体に新たな役割を付与できる可能性があり、そのためには、これまで停滞していた研究開発を再度活性化することが不可欠である。

*Toshiaki Ohe[1], [1]Tokai University

バックエンド部会セッション
「ガラス固化体の実力は？—地層処分におけるガラス固化体性能評価の現状—」

# （2）ガラス固化体の実力は？—世界の研究の現状—

(2) Current international studies

*稲垣　八穂広[1]
[1]九州大学

**1. はじめに**

ガラス固化体は核燃料サイクルから発生する全放射能の大半を含有する廃棄物であり、多種の放射性核種をホウケイ酸ガラスのマトリクス中に固溶という形態で安定に閉じ込めた廃棄体である。従って、その核種保持性能は高レベル放射性廃棄物の冷却保管（数十年）および地層処分（数万年以上）の安全性を担保する重要な役割を担っている。ガラス固化体の性能評価研究は 1980 年頃からガラス固化体を有する国々において本格的に開始され、現在まで継続して進められているが、近年、フランスおよび米国を中心とした国際協力研究が活発になっている。ここでは近年の国際協力研究の背景とその内容について述べる。

**2. 近年の国際協力研究の背景**

ガラス固化体は先述の様に地層処分される全ての放射性核種を固溶という形態で物理化学的に固定した廃棄体であり、ガラス固化体からの核種の溶出は地層処分における核種移行のソースタームとなる。また、仮に他の人工バリアの機能が喪失した場合、ガラス固化体からの核種溶出が核種移行を支配することになる。従って、ガラス固化体の数万年以上にわたる物理化学的挙動を充分に理解することは、地層処分の長期性能の信頼性向上のための現実的かつ有効な手段である。このような理由からガラス固化体の地層処分を計画する国々ではガラス固化体の性能評価研究が継続して実施されてきた。2010 年代に入り、フランスでは地層処分の候補地が選定され、実際の処分の実施を見据えたガラス固化体性能評価研究がより活発になっている。また、米国にではそれまでのヤッカマウンテンにおける直接処分の方針の見直しにより、再処理および高レベル廃棄物のガラス固化を含む基盤研究が再開され、ガラス固化体の性能評価研究も活発になっている。このような経緯から、フランス、米国を中心としてガラス固化体の性能評価に関する国際協力研究体制（International Glass Corrosion Workshop）が発足し、現在に至っている。現在の参加国は、フランス、米国、ベルギー、英国および日本である。

**3. 近年の国際協力研究の内容**

ガラス固化体の性能評価研究は、以下の 3 種類に大別できる。

(1)基礎科学的研究：現象の基礎科学的理解、反応機構の解明と反応モデルの構築、等
(2)工学的研究：処分時の環境条件の評価設定、反応パラメタの取得、定量的／体系的評価、等
(3)性能評価研究：基礎科学的研究および工学的研究の成果の統合化と整理／単純化による性能評価モデルの構築および核種移行解析への適用、等

また、これら 3 種類の研究成果の一貫性、整合性、合理性を検証していくことが評価の信頼性の観点から重要である。以上を踏まえて、現在の国際協力研究で取り組んでいる課題は、「ガラスの原子配列構造、表面変質層構造の理解（基礎科学的研究）」「ガラス長期溶解メカニズムの理解（基礎科学的研究、工学的研究）」「処分環境で起こりうる各種プロセスとのカップリング（基礎科学的研究、工学的研究、性能評価研究）」等である[1]。なお、処分環境等は各国で異なるため、各国独自の研究が求められ、それらの成果を統合したガラス固化体性能評価の国際的コンセンサスの構築が最終的な目標である。

[1] J.Vienna, J.Ryan, S.Gin, Y.Inagaki, International journal of Applied Glass Science, 4[4]283(2013).

*Yaohiro Inagaki[1], [1]Kyushu University

バックエンド部会セッション
「ガラス固化体の実力は？—地層処分におけるガラス固化体性能評価の現状—」

# （3）ガラス固化体の実力は？—基礎科学の観点から—

(3) In an aspect of scientific fundamentals

*大窪 貴洋[1]
[1]千葉大院（工）

## 1. はじめに

ガラス固化体の長期溶解挙動を精密に予測するためには、ガラス溶解に関連する素反応を明らかにし、溶解挙動に影響を与える化学反応や物質移動をガラス溶解モデルに組み込む必要がある。ガラス溶解に強い影響を与える現象としてガラス表面に生成される表面変質層が知られている。表面変質層は、生成過程やその中での物質移動に関連する現象理解が進んでいなため現行のガラス溶解モデルに組み込まれていない。しかし、基礎科学の進展に伴う分析技術やシミュレーション技法の向上により変質層の化学構造やその中での核種挙動が明らかになりつつある。本報告では、それらの結果について説明する。

## 2. 変質層の構造解析

実験室レベルで行われるガラス溶解試験の期間で生成するガラス表面の変質層は、マイクロメートルのスケールであり、変質層の生成速度、構造、化学的性質を精密に分析することが難しい。検出感度が高く深さ方向の分析が可能な二次イオン質量分析(SIMS)によってガラス表面に生成した表面変質層の Si、B、Na および H の深さ方向プロファイルを解析した結果が報告されている。また溶液組成やガラス組成、温度等をパラメータとしたガラス溶解試験を行い、SIMS により表面状態を観察することでガラスの溶解特性に影響を与える表面変質層の生成プロセスが観察されている。表面に生じる変質層は、B や Na の溶出したゲル相と B 濃度に勾配のある拡散層の 2 つの層で存在することが認識されている。深さ方向の元素分布に加えて、変質層の化学構造を求めることを目的に分光法による構造解析が行われている。固体 NMR 法は、ガラス表面に生成する変質層の Si や B の化学構造を選択的に検出することが可能で、変質相のシリケート構造は、溶液中に滲出した Si の再結合により架橋が進展することが報告されている。

## 3. 変質層中の物質移動

水と接触したガラス表面の微小な領域で起こる物質移動を実験的に取得することは難しいが、SIMS から得られる元素の濃度プロファイルから拡散係数を評価する試みがなされている。ガラス表面の変質層は、未変質ガラスから放出される放射性核種のバッファとして働きガラス溶解の保護層として働くと考えられるが、現状では精密な物質移行を予測できるモデルの構築に至っていない。変質層による核種移行の保護的役割を解明することができれば、現行モデルのガラス固化体の寿命をより長く設定した核種移行解析が可能となると考えられる。また実際の処分環境ではガラス固化体は水と接触していることから、変質層と水の界面で起こる素反応を明らかにすることで新しい溶解モデルの進展につながると考えられる。本報告では、変質層中で起こる物質移動の反応を明らかにするために分子動力学計算によるガラス変質層中のシミュレーションを試みたので紹介する（図 1）。

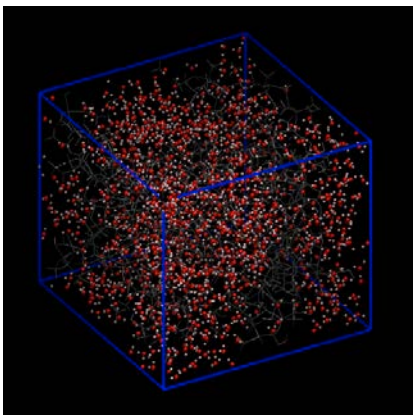


図 1: 変質層の構造。赤白は水分子、灰色はシリケート

* Takahiro Ohkubo[1], [1] Chiba University

バックエンド部会セッション
「ガラス固化体の実力は？—地層処分におけるガラス固化体性能評価の現状—」

# （4）ガラス固化体の実力は？ —計算科学の観点から—

(4) In an aspect of computational modeling and simulation

*千葉 保[1]
[1]日揮株式会社

## 1. はじめに

ガラスの原子配列構造、あるいはガラスの長期性能に係る諸現象において、近年の計算機能力の向上に伴い、従来は適用が困難であった計算負荷の大きいシミュレーションも試みられるようになっている。本報告では、それらの手法について概説する。

## 2. ガラスの微視的構造とガラスの溶解

### 2-1. 第一原理計算

第一原理計算（ab initio calculation）では、原子レベルで化学反応をシミュレートするものであり、非時間依存型のシュレディンガー方程式を解くことが求められる。ガラスの分野においては、Si-O-Si や Si-O-Al の結合を水、$H_3O^+$、$OH^-$ が切断する際の活性化エネルギーの計算などへの適用事例が報告されている。

### 2-2. 分子動力学

分子動力学では、第一原理計算よりは大きな系を対象とし、通常、多体間のポテンシャルを相互作用の駆動力として設定する。ガラスの分野への適用例としては、溶融から冷却までの遷移過程をシミュレートすることで、ガラスの構造を再現するのに広く用いられている。シミュレーションからは、ホウ素 B の異なる配位（3 配位 B と 4 配位 B）の存在比率など、主要元素の基本構造に関する情報を得ることができる。

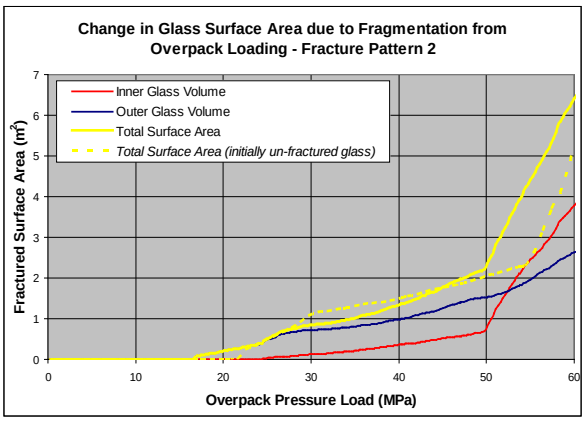
### 2-3. モンテカルロシミュレーション

ガラスの分野におけるモンテカルロシミュレーションへの適用例としては、以下が挙げられる。ガラスの初期構造を格子状に構築した上で、水分子との接触による Si-O-Si や B-O-B などの結合の解離（及び再結合）を統計論的な確率過程としてとらえ、ガラスの溶解と変質層の形成過程をシミュレートするものである。

今後の課題としては、第一原理計算でミクロ構造及び解離・再結合のエネルギーを算出、分子動力学で基本構造を決定した上でモンテカルロ法を適用する、といった上記手法の統合化が期待される。

## 3. ガラスの割れ

オーバーパックの腐食膨張による応力の増大で生じるガラス固化体の割れの進展は、FDEM（Finite and Discrete Element Method）法によってシミュレートすることが出来る。割れによって新たに生じたガラス表面積の増大をガラスに加わる応力の大きさの関数として示したのが右図である。①表面積の増大は初期の表面積の数倍程度であること、②表面積の増大は初期の割れ（冷却時）を考慮した場合でも必ずしも顕著に変化する訳ではないこと、が示されている。




* Tamotsu Chiba[1], [1]JGC Corporation

バックエンド部会セッション
「ガラス固化体の実力は？―地層処分におけるガラス固化体性能評価の現状―」

# （5）ガラス固化体の実力は？ ―日本の研究の現状と課題―

(5) Current Japanese studies and future plan

*三ツ井 誠一郎[1]
[1]日本原子力研究開発機構

## 1. はじめに

地層処分システムの安全評価におけるソースタームのうち，高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）からの Cs-135 などの可溶性放射性核種の放出率は，ガラス固化体の長期溶解速度により制限されるため[1]，現実的で信頼性の高いガラス固化体の溶解モデルの開発が必要である。「ガラス固化体の実力」はこの溶解モデルにより示すことができる。ガラス固化体近傍の溶存ケイ酸濃度は，処分環境におけるガラス固化体の溶解速度を支配する主要因の一つとされているが，ガラス固化体周辺に存在するオーバーパックとの相互作用による Fe ケイ酸塩鉱物の析出や海水起源の地下水中に存在する Mg イオンとの反応による Mg ケイ酸塩鉱物の析出など，複数のプロセスが溶存ケイ酸濃度に影響しうることが近年の研究によって報告されている。これらのプロセスの影響の程度が大きい場合，ガラス固化体近傍の溶存ケイ酸濃度が長期的に低く維持され，ガラス固化体の溶解が高い速度で進行する可能性がある。一方，ガラス固化体の表面に形成される変質層が保護膜として作用する場合，ガラス固化体の溶解・変質抑制が期待できる。本報告では，各種プロセスを考慮した溶解モデルの開発に向けたわが国の取り組みを紹介する。

## 2. 第 2 次取りまとめ以降の研究

第 2 次取りまとめ[1]以降，国内では各種プロセスに関する現象の理解と溶解モデルに用いるパラメータの取得を目的とした実験的研究等が行われてきた（以下に一部を示すが，出典や他の成果については原子力機構の CoolRep[2]を参照されたい。）。液性および温度等の環境条件の影響については，これらの条件の制御が可能なマイクロチャネル流水試験法が新たに開発され，pH および温度依存性に関する浸出試験により正確な溶解速度やガラス溶解に関するみかけの活性化エネルギー等のデータが取得された。人工バリア材料との相互作用については，放射性ケイ素（Si-32）を用いた圧縮ベントナイトに対する拡散試験等により，ガラス溶解モデルにおいて緩衝材との相互作用を考慮する際に必要となる拡散係数および分配係数が取得された。また，これらの研究で得られた成果を含め，各種プロセスに関する現時点での知見に基づき作成された予備的なガラス溶解モデルによる感度解析が実施され，オーバーパックとの相互作用によって形成する Fe ケイ酸塩鉱物の析出や変質層の保護的効果などがガラス固化体の長期溶解速度を支配する可能性が示された。

## 3.溶解モデルの信頼性の向上にむけて

処分環境におけるガラスの長期溶解に関する現象理解，データは未だ十分とは言えない。例えば，2 で述べた Fe ケイ酸塩鉱物の析出による影響の程度は，オーバーパックの腐食に伴う Fe イオンの供給速度や析出する Fe ケイ酸塩鉱物の Si/Fe 比に依存することから，実験等によりこれらのデータを取得する必要がある。また，各種ケイ酸塩鉱物が析出する条件でも変質層が保護膜として作用しうるのかは現時点では明らかにされていない。溶解モデルの信頼性の向上，すなわち，より確からしい「ガラス固化体の実力」を示すには，各種のケイ酸塩鉱物の析出や変質層の保護的効果といった重要なプロセスに関する研究に取り組む必要がある。

### 参考文献

[1]サイクル機構，JNC TN1400 99-23 (1999)，[2]原子力機構，http://kms1.jaea.go.jp/CoolRep/

*Seiichiro Mitsui[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Cycle and Environment Division

# [PL3F] How durable is HLW glass ?

Current understandings of HLW glass performance in geological disposal

Chair: Gento Kamei (JAEA)

Fri. Sep 9, 2016 1:00 PM - 2:30 PM  Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

## [PL3F06]Discussion

Chair: Katsuhiko Ishiguro[1] (1.NUMO)

ガラス固化体は核燃料サイクルから発生する全放射能の大半を含有する廃棄物であり、多種の放射性核種を化学的に安定なホウケイ酸ガラスのマトリクス中に固溶という形態で安定に閉じ込めた廃棄体である。従って、その核種保持性能は高レベル放射性廃棄物の冷却保管から地層処分までの数万年以上にわたる長期の安全性を担保する重要な役割を担っている。近年、フランスおよび米国を中心としてガラス固化体の性能を再確認する動きが始まっており、国際協力研究が活発になっている。本セッションでは近年の国際協力研究の背景と内容について紹介するとともに、日本の今後の研究の進め方について議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 3:50 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [3F10-13] Secondary aqeous waste treatment 2

Chair: Hajime Kinoshita (Univ. of Sheffield)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [3F10] Release Behavior of Cesium and Hydrogen Cyanide from Ferrocyanide Compounds with Heating

*Shinsuke Tashiro[1,2], Ryuichi Saito[1,2], Isao Yamagishi[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Osamu Nakazawa[1,2] (1.IRID, 2.JAEA)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [3F11] Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment

(1)Overview of the wastes and the sintering technology

*Junya Sato[1,2], Shinji Suzuki[1,2], Jun Kato[1,2], Tetsuro Sakakibara[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Fumio Kurosaki[3], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3], Kouichi Mori[4] (1.IRID, 2.JAEA, 3.UNION SHOWA K.K., 4.Kurita Water Industries Ltd.)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [3F12] Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment

(2)Evaluation of the pelletized and the sintered products

*Fumio Kurosaki[1], Hiroshi Ueda[1], Takashi Yoneyama[1], Minoru Matsukura[1], Hitoshi Mimura[1], Junya Sato[2,3], Osanu Nakazawa[2,3], Yoshihiro Meguro[2,3], Kouichi Mori[4], Hideyuki Komori[4] (1.UNION SHOWA K.K., 2.JAEA, 3.IRID, 4.Kurita Water Industries Ltd.)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [3F13] Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment

(3)Leach test of sintered pellets

Junya Sato[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Koichi Mori[3], *Hideyuki Komori[3], Katsunobu Kitami[3], Hirotsugu Ueda[4], Fumio Kurosaki[4], Minoru Matsukura[4], hitoshi mimura[4] (1.IRID, 2.JAEA, 3.Kurita Water Industries.Ltd., 4.UNION SHOWA K.K.)

---

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# フェロシアン化合物高温処理時の Cs 及びシアン化水素の放出挙動

Release Behavior of Cesium and Hydrogen Cyanide from Ferrocyanide Compounds with Heating

*田代 信介[1,2]，斉藤 隆一[1,2]，山岸 功[1,2]，目黒 義弘[1,2]，中澤 修[1,2]

[1] IRID，[2] JAEA

福島事故汚染水処理の二次廃棄物の高温処理による廃棄体化を検討している。本報告では、高温、掃気条件下において Cs が吸着したフェロシアン化合物の廃棄物を模擬したスラッジ試料からの Cs 及びシアン化水素の放出挙動を調べた結果を報告する。

**キーワード**：放射性廃棄物，閉じ込め，セシウム，シアン化水素

**1. 緒言**　福島事故汚染水処理で生じた二次廃棄物のうち、フェロシアン化合物を含む廃棄物に対する廃棄体化技術では、前処理としてシアン化合物除去のための焼却・加熱技術の適用が検討されている。この高温処理の検討には、廃棄体化への成否だけでなく、廃棄物からの放射性物質やシアン化水素の気相への移行に伴う、閉じ込め安全性の観点からの検討も必要となる。本報告では、高温処理時における放射性物質やシアン化水素の気相への移行量評価のための基礎的なデータを取得することを目的として、Cs が吸着したフェロシアン化合物の二次廃棄物を模擬したスラッジ試料を用いた加熱試験を行い、Cs やシアン化水素の放出量を測定した結果を報告する。

**2. 試験**　管状炉型電気炉を用いて、石英管(内径 36 mm×長さ 800 mm) 内の石英ボードに置いた模擬スラッジ試料(初期量約 1～5 g；試料重量当たりの Cs 吸着量：約 $7.1\times10^{-5}$ g)を窒素ガスまたは空気を一定流量(0.1～0.5 *l*/min)で掃気しながら所定の昇温速度(5 または 10 ℃/min)および試料温度(最大 1000 ℃)になるまで加熱した。シリカ濾紙を装着した石英フィルタを石英管下流側に設置し、掃気ガスとともに移行する粒子状 Cs を捕集した。また、石英管を通過したガスを、水酸化ナトリウム溶液を入れたガス吸収瓶に通気させ、シアン化水素及び石英管内で捕集できなかった Cs を捕集した。試験後に、移行経路のフィルタやガラス壁を水洗して得られた Cs 溶解液及びガス吸収瓶中の Cs 量を ICP-MS を用いて定量し、その合計を Cs 揮発量とした。その Cs 揮発量を模擬スラッジ試料中の Cs 量で除することにより Cs 揮発率を求めた。模擬スラッジ試料の加熱により発生したシアン化水素放出量は、ガスクロマトグラフ(島津製作所製 FTD 検出器付 GC-2014AT)を用いて、ガス吸収瓶内の各吸収液中のシアン化物イオンを定量して求めた。試料加熱(試料温度 1000℃一定)時のエアロゾル粒子の粒径分布は、模擬スラッジ試料より下流の石英管内のガスをサンプリングし、清浄空気で希釈した後、粒径分布測定装置(TSI 製 SMPS)を用いて測定した。

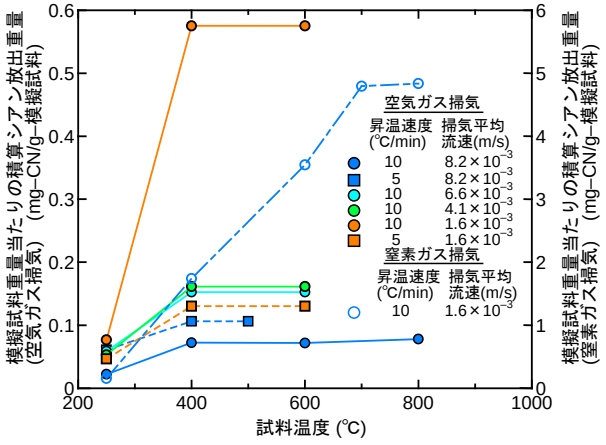



図　シアン化水素ガス積算放出量の測定結果

**3. 結果**　掃気ガスの種類(窒素と空気)の違いは Cs 揮発率にほとんど影響しなかった。また、本報告で行った加熱温度条件の範囲では、加熱温度が高いほど Cs 揮発率は高くなり、1000 ℃では試料に吸着した Cs のほぼ全量が揮発した。ガス吸収瓶では Cs は検出されず、揮発した Cs はエアロゾル化し、石英管内壁ならびにシリカ濾紙に沈着したと考えられる。エアロゾルの粒径分布は、それぞれ、30～40 nm と 100～150 nm の範囲にピークを有する分布が得られた。上図にシアン化水素ガス放出量の測定結果を示す。昇温速度が同じ条件でシアン化水素は、窒素ガス掃気条件下では約 700 ℃まで放出が継続したが、空気掃気条件下では約 400 ℃より高い温度では放出が停止した。400 ℃以上では空気中の酸素によりシアン化水素が分解したためと考えられる。

本発表は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られた成果の一部を含む。

*Shinsuke Tashiro[1,2], Ryuichi Saito[1,2], Isao Yamagishi[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2] and Osamu Nakazawa[1,2]

[1] International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2] Japan Atomic Energy Agency.

# 汚染水処理二次廃棄物の圧縮成型及び焼結固化試験
# （1）汚染水処理二次廃棄物の現状と焼結固化試験概要

Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes
produced from contaminated water treatment
(1) Overview of the wastes and the sintering technology

*佐藤 淳也[1,2]，鈴木 眞司[1,2‡]，加藤 潤[1,2]，榊原 哲朗[1,2]，中澤 修[1,2]，目黒 義弘[1,2]
上田 浩嗣[3]，黒崎 文雄[3]，米山 宜志[3]，松倉 実[3]，三村 均[3]，森 浩一[4]，小森 英之[4]，北見 勝信[4]
[1]IRID，[2]JAEA，[3]ユニオン昭和，[4]栗田工業，[‡]現在は検査開発

東京電力 HD㈱福島第一原子力発電所の汚染水処理により発生する二次廃棄物の廃棄体化技術検討の一環として、スラッジや廃吸着材の模擬廃棄物を対象とした圧縮成型及び焼結固化試験を開始した。本報告では、試験の概要について報告する。

**キーワード**：福島第一原子力発電所，汚染水処理二次廃棄物，スラリー，廃吸着材，圧縮成型，焼結固化

## 1. 試験の概要

汚染水処理に伴って発生する多種多様な二次廃棄物に適用可能な処理技術の選定に向けて、廃棄体化処理に係る基礎データの取得を進めている[1]。本件では、多核種除去設備から発生する鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリー，第二セシウム吸着装置から発生するゼオライト及びケイチタン酸等の吸着材の模擬廃棄物を作製した。模擬廃棄物を対象として、一軸圧縮プレスによる成型試料と成型試料を高温で焼結した試料を作製し、①強度(一軸圧縮及び摩耗性)、吸湿性等の固化体特性及び②焼結固化体からの模擬核種の浸出性を評価した。主要な評価結果は、それぞれシリーズ発表「(2) 圧縮成型と焼結固化試験」及び「(3) 焼結固化体の浸出性評価」で報告する。

## 2. 対象廃棄物と模擬廃棄物の作製

本試験に使用する模擬廃棄物を作製した。鉄共沈スラリーは、模擬核種として Cs, Sr, Eu, Ni 及び Co を 20 ppm となるように加えた模擬汚染水に、塩化鉄溶液と水酸化ナトリウム溶液を添加し pH8 に調整することで作製した。炭酸塩スラリーは同様の模擬汚染水に、海水塩を模擬した塩化カルシウム及び塩化マグネシウム六水和物を添加し溶解した後、水酸化ナトリウムと炭酸ナトリウムの混合溶液を添加し pH12 に調整することで作製した。炭酸塩スラリーの粒度分布測定結果を図 1 に示す。作製したスラリーの粒径が、実際のスラリーの平均径 3.6～7.4 μm 及びメジアン径 2.4～6.9 μm [2]の近傍に分布することを確認した。ゼオライト及びケイチタン酸は、実際の汚染水処理に用いられているものと同じものの未使用品に、Cs を乾燥重量当たり 0.1 wt%となるように湿式で吸着させた。作製したスラリー及び吸着材は、105℃で乾燥したものを試験に使用した。

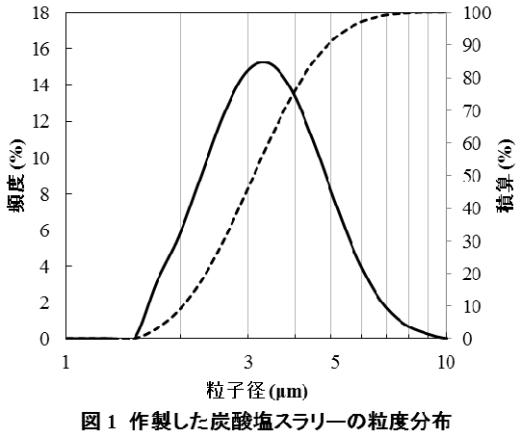


**図 1 作製した炭酸塩スラリーの粒度分布**
実線: 頻度，　破線: 積算

## 3. 今後の展望

今後は本試験に引き続き、多核種除去設備(増設及び高性能)から発生する二次廃棄物の模擬物を対象に、圧縮成型及び焼結固化試験を実施し、処理技術の適用性評価に必要な基礎データを取得する予定である。

※この成果は、経済産業省／平成 26 年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」で得られたものである。

**参考文献**

[1] 佐藤 他　日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集　E04(2015)
[2] 汚染水処理二次廃棄物の放射能評価のための多核種除去設備スラリー試料の分析　IRID/JAEA (2016)

*Junya Sato[1,2], Shinji Suzuki[1,2], Jun Kato[1,2], Tetsuro Sakakibara[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Hiroshi Ueda[3]
Fumio Kurosaki[3], Takashi Yoneyama[3], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3], Kouichi Mori[4], Hideyuki Komori[4], Katsunobu Kitami[4]
[1]IRID, [2]JAEA, [3]UNION SHOWA K.K., [4]Kurita Water Industries Ltd.

# 汚染水処理二次廃棄物の圧縮成型および焼結固化試験
# (2) 圧縮成型と焼結固化試験

Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment

(2) Evaluation of the pelletized and the sintered products

佐藤 淳也[1,2], 中澤 修[1,2], 目黒 義弘[1,2], *黒崎 文雄[3], 上田 浩嗣[3],
米山 宜志[3], 松倉 実[3], 三村 均[3], 森 浩一[4], 小森 英之[4]
[1]IRID, [2]JAEA, [3]ユニオン昭和, [4]栗田工業

東京電力 HD(株)福島第一原子力発電所の汚染水処理二次廃棄物の模擬廃棄物を圧縮成型および焼結し、固化体を作製した。固化体の機械的安定性、減容率、吸着させた模擬核種の揮発率等を測定し、圧縮及び焼結による固化技術が二次廃棄物の安定的な減容化に有用であるかを評価した。
**キーワード：**放射性廃棄物、圧縮成型、焼結固化、汚染水処理

## 1. 緒言

汚染水処理に伴って発生している二次廃棄物を廃棄体にする方法の候補として、圧縮成型および焼結による固化が検討されている。圧縮成型および焼結固化では、焼成温度が機械的安定性、吸着した放射性核種の揮発率や浸出率、廃棄体の減容率などの特性に大きく影響する。また、A 型ゼオライトやアロフェン等の添加が、焼成時の放射性核種の揮発を抑制する効果があることが報告されている[1,2]。そこで本研究では、焼成温度、A 型ゼオライトやアロフェンの添加の有無、およびその添加率等のパラメーターが、模擬廃棄物の圧縮成型、焼結固化体の特性に与える影響を評価し、これらの固化技術の有効性を評価した。

## 2. 実験

試験手順を図 1 に示す。図中の 5 種の模擬廃棄物に対して、添加剤を混合した粉体原料を φ15 mm の成型治具に充填し、油圧式ハンドプレスを用いて、1.5 ton/cm$^2$ で 15 秒間加圧し、φ15×5 mm の錠剤状成型体を得た。次いで、圧縮成型体を蓋付きのルツボに入れ、マッフル炉に静置した。所定温度まで 20 ºC/min で昇温し、同温度で 1 時間保持した。焼成後、室温まで自然冷却し、焼結固化体を得た。得られた固化体に関して、圧縮強度を測定した。各処理工程における体積変化から減容率を算出した。また、蛍光 X 線分析により焼結前後の模擬核種の含有率を比較し、揮発率を評価した。これらの評価結果を元に、焼成温度、A 型ゼオライトやアロフェンの添加の有無、およびその添加率に関する最適条件を決定した。さらに、最適条件で調製したサンプルに対して、平衡含水率、浸出特性を測定した（浸出特性は次発表にて報告）。

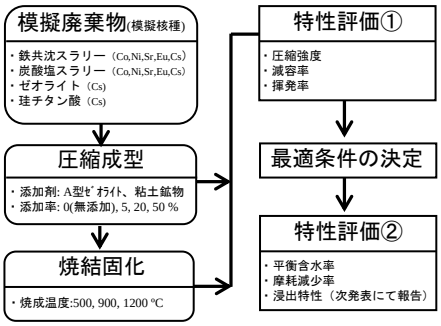



図 1　試験手順

## 3. 結果および考察

アロフェンを添加した場合、添加量の増加に伴い圧縮強度が増加した。一方、A 型ゼオライトを添加した場合、アロフェンとは逆に添加量の増加に伴い圧縮強度が低下する傾向が確認された。また、焼成温度の上昇に伴い、圧縮強度が増加することも確認された。減容率および揮発率は、高温で処理した方が高い傾向を示した。また、Cs に関しては A 型ゼオライトおよびアロフェンを添加することで揮発率が低く抑制されることが確認された。

次に、最適条件で各種模擬廃棄物を圧縮・焼結した固化体に対する各評価結果を表 1 に示す。

ゼオライト、珪チタン酸は、圧縮強度、揮発率、減容率、平衡含水率、摩耗減少率に関して望ましい結果が得られており、安定固化法の候補として本手法は有効であると期待できる。一方、鉄共沈スラリーは摩耗減少率が高く、炭酸塩スラリーは潮解性を持ち、平衡含水率、摩耗減少率がともに高いことが確認された。

表 1　最適条件で調製した各種模擬廃棄物固化体の特性評価結果

| 廃棄物 | 鉄共沈スラリー | | 炭酸塩スラリー | | ゼオライト | | 珪チタン酸 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 添加物 | アロフェン | | アロフェン | | なし | | アロフェン | |
| 添加率 [%] | 20 | | 20 | | 0 | | 20 | |
| 焼成温度 [ºC] | 圧縮成型体 | 900 | 圧縮成型体 | 1200 | 圧縮成型体 | 900 | 圧縮成型体 | 900 |
| 圧縮強度 [kgf] | 11.6 | 9.4 | 25.8 | 10.2 | 3.6 | 53.3 | 25.9 | 36.1 |
| 減容率 [%] | 45.6 | 58.3 | 48.9 | 57.1 | 53.3 | 73.8 | 44.5 | 67.4 |
| 揮発率 [%] | Co: 0, Ni: 0, Sr: 0, Eu： 0, Cs： 0 | | Co: 15, Ni: 19, Sr: 19, Eu: 18, Cs： 0 | | Cs: 0 | | Cs: 0 | |
| 平衡含水率 [%] | --- | 0.1 | --- | 6.7 | --- | 0.0 | --- | 0.2 |
| 摩耗減少量 [%] | --- | 10.8 | --- | 25.1 | --- | 0.3 | --- | 0.6 |

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」で得られたものである。

参考文献

[1] Yuki Ikarashi et al., Selective Adsorption Properties and Stable Solidification of Cs by Insoluble Ferrocyanide Loaded Zeolites, Journal of Energy and Power Engineering, Vol.8, 461-469(2014).
[2] Hitoshi Mimura et al., Stable Solidification of Porous Silica Gels loaded with Insoluble Nickel Ferrocyanides Adsorbing Cesium by Allophane, Proc. of EMR2015, Madrid, (2015).

---

Junya Sato[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2],*Fumio Kurosaki[3], Hiroshi Ueda[3], Takashi Yoneyama[3], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3], Kouichi Mori[4] and Hideyuki Komori[4]
[1] IRID, [2] JAEA, [3] UNION SHOWA K. K., [4] Kurita Water Industries Ltd.

# 汚染水処理二次廃棄物の圧縮成型および焼結固化試験
# （3）焼結固化体の浸出性評価

Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment

(3) Leach test of sintered pellets

佐藤 淳也[1,2]，中澤 修[1,2]，目黒 義弘[1,2]，森 浩一[3]，*小森 英之[3]，
北見 勝信[3]，上田 浩嗣[4]，黒崎 文雄[4]，松倉 実[4]，三村 均[4]
[1]IRID，[2]JAEA，[3]栗田工業，[4]ユニオン昭和

東京電力 HD㈱福島第一原子力発電所における汚染水処理二次廃棄物の模擬廃棄物の焼結固化体に関する浸出性評価を行った。模擬スラッジや模擬廃吸着材の焼結固化体に関して、一定時間毎に浸出液（脱イオン水）を交換する ANS 標準浸出試験を行い、浸出性を評価した。

**キーワード**：放射性廃棄物，焼結固化，規格化浸出率

**1. 緒言**　本研究は、東京電力 HD(株)福島第一原子力発電所で実施されている汚染水処理システムから発生している多種多様な廃棄物の廃棄体化方法の選定に向け、焼結による廃棄物の固化の適用性評価に必要なデータの取得を目的とする。種々の模擬廃棄物の焼結固化物を作製し、模擬廃棄物の焼結固化体（以下、固化体）のうち外観、圧縮強度、焼成温度、添加助剤量を考慮して選定した固化体の浸出特性を評価したので報告する。

**2. 実験**　浸出試験は ANS 標準浸出試験法マニュアル[1]に基づき実施した。浸出容器に固化体を配置し、浸出液体積($cm^3$)／固化体表面積($cm^2$)=10 cm となるように浸出液を加えた。固化体に供した模擬廃棄物は鉄共沈スラリー、炭酸塩スラリー、ゼオライト、ケイチタン酸の 4 種類とした。浸出液には脱イオン水を用い、浸出液を一定時間毎に全量交換し、浸出液中の対象元素を測定した。浸出容器は恒温槽中で温度 25℃に保持した。浸出液は最初に浸出液を加えた後より 5、13、24、48、72、96、120 時間後にそれぞれ交換し、ICP-MS による測定を行った。

**3. 結果・考察**　試験した固化体の浸出特性を一般化するため、廃棄物固化体の浸出性評価に広く用いられている規格化浸出率(R)を算出した[2]。規格化浸出率は（1）式により算出した。

$$R = \frac{\alpha_T \times W_S}{A_0 \times S_s \times T} \quad (1)$$

$\alpha_T$：元素浸出量の総和 (μg)　$A_0$：固化体の元素含有量 (μg)
$W_S$：固化体の重量 (g)　$S_S$：固化体の表面積 ($cm^2$)
$T$ ：浸出期間 (day)

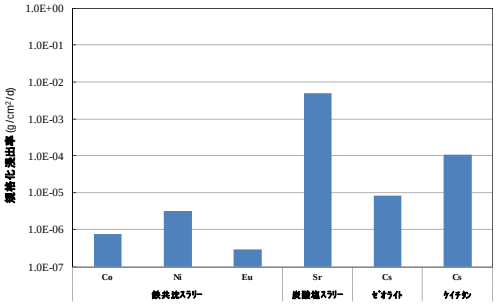



図 1　各固化体の規格化浸出率

各固化体における規格化浸出率を図 1 に示す。炭酸塩スラリーの Sr は $10^{-3}$ 桁と高い浸出性を示したが、鉄共沈スラリーの Co、Eu は $10^{-7}$ 桁と極めて低い浸出性を示した。また、ゼオライト、ケイチタン酸の Cs、鉄共沈スラリーの Ni は $10^{-6}$～$10^{-4}$ 桁とガラス固化体からの Cs 浸出と同等レベルの浸出性を示した。

※この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られたものである。

**参考文献** [1] 放射性廃棄物固化体の標準浸出試験方法，動力炉・核燃料開発事業団(1984)
[2]天本一平他，リン酸系ガラスによる放射性廃棄物固化技術，NEW GLASS, Vo1.22, No.2, 21-26(2007)

---

Junya Sato[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Koichi Mori[3], *Hideyuki Komori[3], Katsunobu Kitami[3], Hiroshi Ueda[4]
Fumio Kurosaki[4], Minoru Matsukura[4], and Hitoshi Mimura[4]
[1]IRID, [2]JAEA, [3]Kurita Water Industries LTD., [4]Union Showa K.K.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Fri. Sep 9, 2016 3:50 PM - 4:55 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room F Kumume City Plaza - Creative Box

## [3F14-17] Nuclide separation and recovery 2

Chair: Yuji Sasaki (JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3F14] A study on the recovery of selenium from molten chloride salts

*Yoshiharu Sakamura[1], Tsuyoshi Murakami[1], Koichi Uozumi[1] (1.CRIEPI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3F15] Basic study of the development of adsorptive separation technique for nuclear species from reactor core cooling water using the silica-supported amphoteric ion exchanger

*Ryo Komada[1], Yuki Yabe[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Junji Kojima[3] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3F16] Computational study on the separation mechanism of Am from Eu by DGA and NTA extraction reagents

*Masashi Kaneko[1], Masayuki Watanabe[1], Tatsuro Matsumura[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3F17] Study on Separation Behavior of Strontium and Yttrium Using HDEHP-Impregnated Adsorbents(2)

*Tomonari Tamura[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1.Department of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University, 2.J-TECH LTD)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 溶融塩化物中からのセレン回収に関する基礎研究

A study on the recovery of selenium from molten chloride salts

*坂村 義治，村上 毅，魚住 浩一
電中研

溶融 LiCl-KCl 共晶塩中におけるセレンの酸化還元挙動を電気化学的に調べた。そして、様々な電極材料に関して、$Se^{2-}$イオンを陽極で酸化して析出させる回収法の検討を行った。

**キーワード**：セレン，溶融塩化物，陽極析出

## 1. 緒言

研究開発プログラム「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」の下で、ガラス固化体からの長半減期核分裂生成物（$^{135}Cs$, $^{79}Se$, $^{107}Pd$, $^{93}Zr$）の分離技術が研究されている。ガラス含有成分を取り出すために、ガラス固化体を溶融塩化物中で還元すると[1]、セレンは $Se^{2-}$イオンの形態で塩中に溶解する。そこで本研究では、セレン回収法を検討するために、代表的な溶融塩である共晶組成の LiCl-KCl 中で、セレンの酸化還元挙動を様々な電極材料を用いて調べた。また、ガラス固化体の還元に伴って、$O^{2-}$イオンも塩中に溶解するため、その影響についても調査した。

## 2. 実験方法

$Al_2O_3$るつぼに LiCl-KCl 共晶塩（Li/K=59/41 モル比）を装荷し、高純度アルゴンガス雰囲気下で 450℃に加熱して塩を溶融した。次に、金属 Se を陰極として電解を行い、“$Se + 2\ e^- \rightarrow Se^{2-}$”の反応により、Se を塩中に溶解した。そして、グラッシーカーボン(GC)、Au、Pt、W、Ni、Cu を電極として電気化学測定（サイクリックボルタモグラム (CV) の測定）を行い、さらに定電位電解による Se 回収を試みた。

## 3. 結果および考察

図 1 は、金属 Se を陰極溶解した塩中で測定した GC と Cu 電極の CV である。カーボンは Se と化合物を形成せず、-0.10 V に金属 Se の析出ピーク、電位を折り返した後の-0.26 V に金属 Se の溶解ピークが見られた。それらよりも卑な電位には緩やかなピークが存在し、Se と同族元素である硫黄の挙動[2]から類推すると、$Se_2^{2-}$イオンの生成を示唆する電流と考えられた。Cu 電極の場合には、安定なセレン化物 $Cu_2Se$ の生成・分解に対応するピーク対が見られた。そして、定電位電解により、カーボン及び Cu 陽極で金属 Se 及び $Cu_2Se$ をそれぞれ回収できることを確認した。また、各電極材料の CV からは、セレン化物は、GC, Au < W, Pt < Ni, Pb, Cu の順に形成しやすいことが分かった。

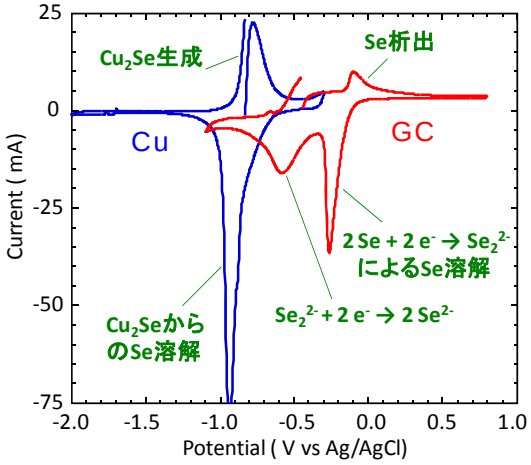



図1　Seを溶解したLiCl-KCl塩中でのCuとGC電極の
ｻｲｸﾘｯｸﾎﾞﾙﾀﾓｸﾞﾗﾑ (0.28 wt%-Se, 0.1 V/s, 450℃)

**謝辞**　本研究は、総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により、科学技術振興機構を通して委託されたものです。

**参考文献**

[1] T. Nohira, K. Yasuda and Y. Ito, *Nature Mater.*, 2 (6), 397-401 (2003)
[2] D. Warin, Z. Tomczuk and D.R. Vissers, *J. Electrochem. Soc.*, 130 (1), 64-70 (1983).

*Yoshiharu Sakamura, Tsuyoshi Murakami and Koichi Uozumi
Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

# $SiO_2$ 担持型両性イオン交換体による 炉心冷却水に含まれる微量核種の吸着分離技術の基礎研究

## Basic study of the development of adsorptive separation technique for nuclear species from reactor core cooling water using the silica-supported amphoteric ion exchanger

*駒田　諒[1], 矢部　勇樹[1], 新井　剛[2], 佐藤　史紀[3], 小島　順二[3]
[1] 芝浦工業大学大学院, [2] 芝浦工業大学, [3] 日本原子力研究開発機構

筆者らは、多核種除去設備の処理水に含まれる $^{113m}$Cd の放射能分析の改善を目的に、自製の無機-有機複合型両性イオン交換体(SAIX)を用いたクロマトグラフィ法による分析妨害元素の除去技術について検討している。本研究により SAIX の処理水に含まれる核種の基礎的な吸着･溶離挙動が明らかとなり、クロマトグラフィ法により模擬処理水から Cd(II)を単離できることが示された。

**キーワード：**両性イオン交換体, クロマトグラフィ法, 多核種除去設備, $^{113m}$Cd, 分析妨害元素

**1. 緒言**　多核種除去設備(ALPS)で処理した水(処理水)は、放射能測定により評価している。しかし $^{113m}$Cd は γ 線放出率が極めて低いため、微量の $^{113m}$Cd を正確に検出するためには、短時間で処理水から Cd を分離･濃縮する必要がある[1]。そこで筆者らは、処理水に含まれる核種及び多様なイオン種に対応可能な無機-有機複合型両性イオン交換体(SAIX)を自製し、これを用いたイオン交換法による $^{113m}$Cd の分離･濃縮法を提案した。本会では、SAIX の Cd(II)とその他核種の基礎的な吸着･溶離挙動を明らかとすると共に、SAIX を用いたクロマトグラフィ法により模擬処理水からの Cd(II)の分離挙動について詳密に検討したので報告する。

**2. 実験方法**　SAIX は、平均粒径 50 μm、平均細孔径 50 nm の多孔性 $SiO_2$ 粒子にクロロメチルスチレンとジビニルベンゼンの共重合体(架橋度 15 %)を被覆し、クロロスルホン酸、トリメチルアミンを用いてイオン交換基をそれぞれ導入することで得た。SAIX の吸着･溶離特性は、バッチ式吸着試験及びカラム分離試験で評価した。バッチ式吸着試験では、SAIX と 10 mmol･dm$^{-3}$(以下、mol･dm$^{-3}$ を M と略記)の各金属イオンを含む塩酸水溶液を共栓付き試験管に体積比 1:20 で注入し､25 ℃に設定した恒温振とう槽で所定時間振とうした。その後、試験前後の水相中の金属イオン濃度から吸着分配係数を算出し、吸着性能の評価指標とした。カラム分離試験には、$\phi$10×$h$300 mm のガラスカラムに SAIX を充填高 250 mm となるように圧密充填し充填層を形成した。模擬処理水には Cd(II), Co(II)及び Zn(II)を各々1 mM 含む $10^{-2}$ M の塩酸水溶液を調製した。カラム試験は、カラム上端から線速度 1.27 cm･min$^{-1}$ で模擬処理水(10 cm$^3$)、洗浄液($10^{-2}$ M HCl : 60 cm$^3$)、溶離液 1(0.05 M HCl : 100 cm$^3$)、溶離液 2(0.1 M HCl : 200 cm$^3$)、溶離液 3(1 M HCl : 40 cm$^3$)の順で通液し、カラム下端からの流出液を 3 cm$^3$ 毎に分画採取した。各フラクションの金属イオン濃度からクロマトグラムを作成し分離挙動を検討した。

**3. 結果及び考察**　Fig.1 に SAIX の各金属イオンの吸着分配係数の塩酸濃度依存性を示す。Fig.1 より何れの金属イオンも $10^{-5}$~3 M の塩酸濃度域において、塩酸濃度の低下に伴い吸着分配係数の増大が確認された。これは、塩酸濃度の低下に伴い $H^+$が減少し、陽イオン交換サイトにおいて金属イオンの交換反応が進行したことに因ると考えられる。一方、3 M 以上の塩酸濃度域においては、何れの金属イオンに対しても 30 cm$^3$･g$^{-1}$ 以下の低い吸着分配係数を示した。このことから SAIX の陰イオン交換サイトは陽イオン交換サイトよりも少ないことが示唆された。Fig.2 に SAIX カラムを用いた模擬処理水のクロマトグラムを示す。Fig.2 より、0.1 M HCl の通液により Cd(II)の溶離が確認され、その後 1 M HCl の通液により Co(II), Zn(II)の溶離ピークが確認された。本試験結果から溶離液 2 のフラクションにおいて Co(II), Zn(II)では非常に高い除染係数が確認された。また、各金属イオンの回収率は Cd(II) : 94.1 %、Co(II) : 105 %、Zn(II) : 102 %であった。これらの試験結果から SAIX を用いたクロマトグラフィ法により Cd(II)が単離可能であることが示された。

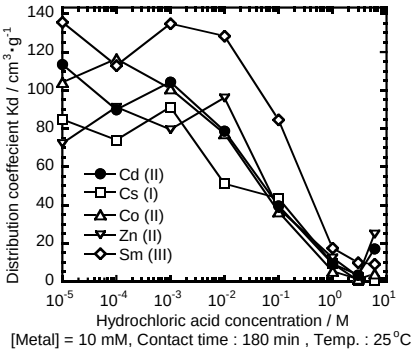



Fig. 1 Hydrochloric acid concentration as a function of the distribution coefficient on SAIX

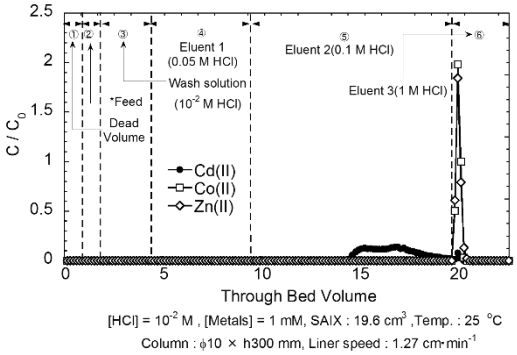



Fig. 2 Separation chromatogram of Cd(II), Co(II) and Zn(II) using SAIX packed column

**参考文献**

[1] 安田麻里ら：分析化学 Vol. 63 No. 4, (2014), pp345-350

*Ryo Komada[1], Yuki Yabe[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3] and Junji Kojima[3]
[1] Shibaura Institute of Technology Graduate school, [2] Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

# DGA および NTA 抽出試薬の Am/Eu 分離メカニズムに対する計算化学研究

Computational study on the separation mechanism of Am from Eu by DGA and NTA extraction reagents

*金子 政志[1], 渡邉 雅之[1], 松村 達郎[1]

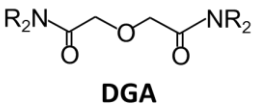
[1]日本原子力研究開発機構

ジグリコールアミド(DGA)、ニトリロトリアセトアミド(NTA)試薬による Am/Eu 抽出分離メカニズムについて、計算化学的手法である密度汎関数法を用いてアプローチを行った。

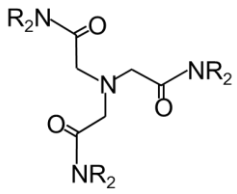
**キーワード：分離変換、MA 分離、DGA、NTA アミド、f ブロック錯体化学、密度汎関数法、化学結合**

## 1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、分離変換技術の主要分離プロセスの開発の一環として、マイナーアクチノイド(MA)とランタノイド(Ln)の一括分離および相互分離試薬の開発を行ってきた。本研究では、計算化学的手法である密度汎関数法を用いて、MA, Ln 一括分離能を有するジグリコールアミド(DGA)[1]、MA/Ln 相互分離能を有するニトリロトリアセトアミド(NTA)[2]の Am および Eu 錯体を解析し、Am/Eu 分離メカニズムの解明に迫る。




DGA




NTA

図 DGA, NTA 抽出試薬

## 2. 計算

全ての密度汎関数計算には、プログラム ORCA ver. 3.0 を用いた。零次正規近似により相対論効果を考慮し、全電子基底関数を全ての元素に割り当てた。構造最適化計算に BP86 汎関数、一点計算に B2PLYP 汎関数を用いた。全ての Eu(III), Am(III)化合物のスピン多重度は spin septet とし、非制限法で計算した。DGA、NTA 錯体の構造は既報の単結晶データを参照し、アミドのアルキル鎖は全てメチル基で置換して計算した。

## 3. 結果と考察

$[M(H_2O)_9]^{3+} + 3\ DGA \rightarrow [M(DGA)_3]^{3+} + 9H_2O$ (1)

$[M(H_2O)_9]^{3+} + NTA \rightarrow [M(NTA)(H_2O)_5]^{3+} + 4H_2O$ (2)

水溶液中での錯形成反応を上式(1), (2)のようにモデル化し、M = Eu, Am について Gibbs エネルギー差($\Delta G_M$)を求めた。$\Delta G_M$ を Eu と Am で比較すると(右表)、DGA は Eu と選択的に配位し、NTA は Eu よりわずかに Am を好む結果となり、実験の分離挙動を再現した。さらに、密度解析によって Am と配位子の結合状態が DGA と NTA でわずかに異なることが示唆された。

表 $\Delta G_M$ の比較

| | $\Delta G_M$ / kJ mol$^{-1}$ | |
|---|---|---|
| | M=Eu | M=Am |
| DGA | –402.9 | –391.1 |
| NTA | –214.2 | –215.9 |

## 4. 結論

DGA, NTA による Am/Eu 分離挙動を密度汎関数法によって再現した。また、DGA, NTA 配位子の Eu に対する Am 選択性が、結合状態の違いに依存することを提示した。

## 参考文献

[1] (a) Y. Sasaki, et al., *Solvent Extr. Ion Exch.*, **1993**, *11*, 729. (b) Y. Sasaki, et al., *J. Nucl. Sci. Tech.*, **2007**, *44*, 405.

[2] (a) Y. Sasaki, et al., *Chem. Lett.*, **2013**, *42*, 91. (b) Y. Sasaki, et al., *Solvent Extr. Ion Exch.*, **2014**, *32*, 179.

---

*Masashi Kaneko[1], Masayuki Watanabe[1] and Tatsuro Matsumura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# HDEHP 含浸吸着材を用いたストロンチウムとイットリウムの分離に関する研究（2）

Study on Separation Behavior of Strontium and Yttrium Using HDEHP-Impregnated Adsorbents (2)

*田村　知也[1,2]、伊藤　辰也[1]、金　聖潤[1]
[1]東北大院・工，[2]株式会社ジェイテック

HLLW より分離回収した $^{90}$Sr からの $^{90}$Y ミルキング法確立ならびにこれによって得られる $^{90}$Y のより容易で安全な取扱いを目的として、酸溶液中における分離について検討を行った。

**キーワード**：含浸吸着材、吸着、ストロンチウム、イットリウム

## 1. 緒言

再処理は燃料資源の有効利用を促進する一方で、極めて高い放射能を有する高レベル放射性廃液(HLLW)を排出する。これをガラス中に固定化し、高レベル放射性廃棄物として地下 300 m よりも深い安定な地層へ最終処分する方法が最も有望という国際認識の下、我が国においてもその計画が進められている。この HLLW において、その発熱量の 70%以上は $^{137}$Cs、$^{90}$Sr 及びその娘核種によるものである。このため、Cs や Sr といった発熱性核種を分離・回収することは、最終処分時のガラス固化体の本数低減や、発熱性核種分離後の元素の回収における熱的負担の軽減という面で有効である。さらに、分離・回収したこれらの発熱性核種を線源や熱源等として有効利用することができる。本研究では、HLLW 中の発熱性核種である $^{90}$Sr を含浸吸着材によってクロマト分離し、分離された $^{90}$Sr から生じる娘核種 $^{90}$Y に着目し、ミルキングを行うための $^{90}$Sr-$^{90}$Y の分離プロセスの開発について検討を行った。

## 2. 実験

含浸吸着材(HDEHP/$SiO_2$-P)を調製した。酸濃度依存性と接触時間依存性のバッチ吸着試験に関しては、各金属濃度（Sr(II)、Y(III)）を 10 mM、固液比を 20 mL･g$^{-1}$ として試験を行った。カラム分離試験ではバッチ試験と同様の成分系を用いて試験を行った。金属濃度の測定には ICP-AES を用いた。

## 3. 結論

含浸吸着材(HDEHP/$SiO_2$-P)を用いて、0.001 M～5 M に調製した酸溶液中からの Sr(II), Y(III)のバッチ試験を行い、酸濃度依存性を調査した。吸着率の酸濃度に対する依存性を Fig. 1 に示す。Y(III)の吸着は、本試験の酸濃度範囲においては、酸濃度の増加に伴った吸着率の低下が見られた。また、酸濃度 2 M 以上ではほとんどの Y(III)が吸着せず、3 M で吸着した Y(III)の溶離ができると考えられる。以上の結果に加えて温度依存性、接触時間依存性、金属イオン濃度をパラメータとした吸着特性、カラム分離試験等について報告する。

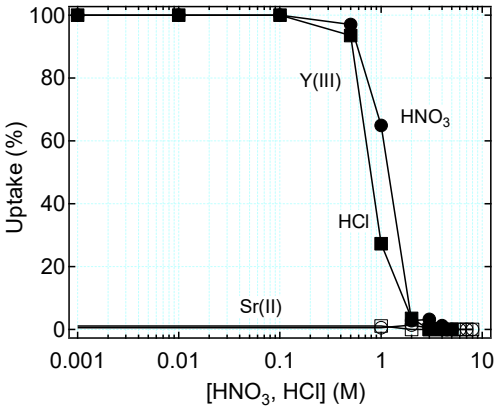



図 1.バッチ吸着試験における吸着率の酸濃度依存性

*Tomonari Tamura[1,2], Tatsuya Ito[1] and Seong-Yun Kim[1]
[1] Tohoku Univ., [2] J-TECH LIMITED

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:35 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [3G01-04] Safety Evaluation on LWR 3

Chair: Yoshihiro Kojima (TOSHIBA CORPORATION)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [3G01] Development of Tool for Containment Vent Timing using MAAP Database

(1)Development of Tool

*Hidetaka Imai[1], Takashi Takiguchi[1], Ryousuke Katayose[1], Daisuke Fujiwara[2], Hiroshi Kawai[2] (1.TEPCO HOLDINGS, 2.TepcoSystems)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [3G02] Development of Tool for Containment Vent Timing Prediction using MAAP Database

(2)Verification & Valication of Tool

*Daisuke Fujiwara[1], Hidetaka Imai[2], Takashi Takiguchi[2], Ryosuke Katayose[2], Hiroshi Kawai[1] (1.TEPCO SYSTEMS, 2.TEPCO Holdings)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [3G03] Development and use of core damage pre-determination tool in case of low-pressure water injection during accident

*ryosuke katayose[1], Hidetaka Imai[1], Yasuo Ishizaki[1] (1.Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [3G04] Development of the guideline of Japan version Safety Assessment Report (JSAR)

*Yuichi Shimada[1], Satoshi Kurata[1], Katsuyuki Kumasaka[1], Masayuki Tabata[1], Koichi Mizuno[1], Yukio Furutani[1], Kenichi Yasuda[4], Mitsuhiro Kano[3], Kazutoshi Eto[5], Hirohide Oikawa[2] (1.Japan Nuclear Safety Institute , 2.Toshiba, 3.MHI, 4.Hitachi-GE, 5.Kyushu Electric Power Company)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

# MAAP コードを使用した格納容器ベント実施時刻推定ツールの開発
# （1）ツールのコンセプト

Development of tool for containment vent timing prediction using MAAP database
(1) Conceptual design of tool

*今井　英隆[1]，滝口　剛司[1]，片寄　良亮[1]，藤原　大資[2]，河合　宏[2]
[1]東京電力ホールディングス株式会社，[2]株式会社テプコシステムズ

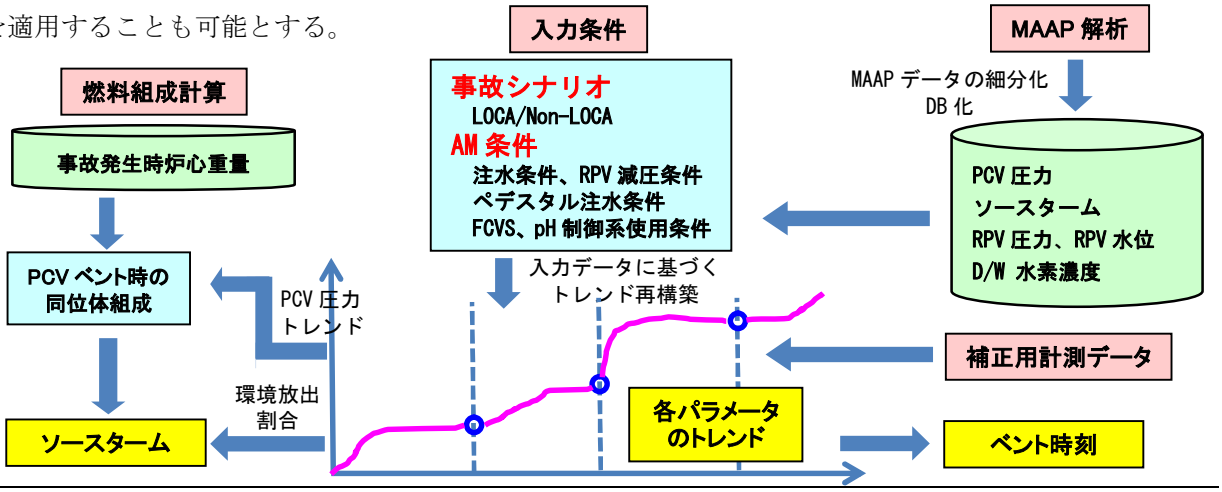
防災訓練、及び現実の事故対応において、緊急時対策室における格納容器ベント時刻推定を支援するツールを開発した。

**キーワード：**過酷事故対応、格納容器ベント、ベント時刻推定、複数号機同時発生事故、MAAP コード

**1. 緒言**　原子力発電所の過酷事故及びその訓練の場においては、放射性物質を環境中に放出する可能性のある格納容器ベントの時刻推定が重要となる。事故進展を予測するには、MAAP コード等を用いた精緻な解析を行うことが望ましいが、福島第一原子力発電所の事故の経験を鑑みると、事故発生時の混乱した状況下でのこうしたコードの入力作成時間や、計算実行のための時間を確保するのは困難と言える。このような場面では、精緻な予測ツールよりも、より入力操作の負担を軽減し、計算時間を大幅に短縮した簡易的なツールの方が実用的と言える。この背景の下、現場での操作性、及びレスポンスの速さを重視した、複数号機での事故発生を考慮できるベント実施時刻推定ツールを開発した。本ツールは、典型的な事故進展における主要パラメータを事前に複数解析しデータベース化しておくことで、最小限の入力情報を元にベント操作に至る時刻等を提供することを目的とするものである。

**2. 想定するツールの利用方法**　本ツールは、多重性を有する原子炉注水機能の大部分に劣化または機能喪失が確認された状況において利用することを想定している。また、喪失した機能の復旧に期待できる場合とできない場合があるが、それぞれのケースでのベントに至る時刻を評価するなどに用いる。実際に注水を継続できた場合は、適宜最新の状況を入力し、ベント実施時刻の評価を更新する。

**3. データベースを用いた各種パラメータトレンド予測**　下図にツールの評価フローを示す。事前に MAAP コードで評価したトレンドを、事象フェーズ、パラメータ、及びシナリオ別にデータベース化し、入力情報に基づきこれらを再構築する。なお、予測値がその時点までの計測値と必ずしも一致しない可能性が考えられ、この場合は PCV 圧力補正機能を用いて現時点の PCV 圧力が計測値と一致するように調整する機能を適用することも可能とする。




*Hidetaka Imai[1], Takashi Takiguchi[1], Ryosuke Katayose[1], Daisuke Fujiwara[2] and Hiroshi Kawai[2]
[1]TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY Holdings Inc. , [2]TEPCO Systems Corporation

# MAAP コードを使用した格納容器ベント実施時刻推定ツールの開発
# （2）ツールの検証

Development of tool for containment vent timing prediction using MAAP database
(2) Verification & Validation of tool

*藤原　大資[1]，今井　英隆[2]，滝口　剛司[2]，片寄　良亮[2]，河合　宏[1]
[1]株式会社テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス株式会社

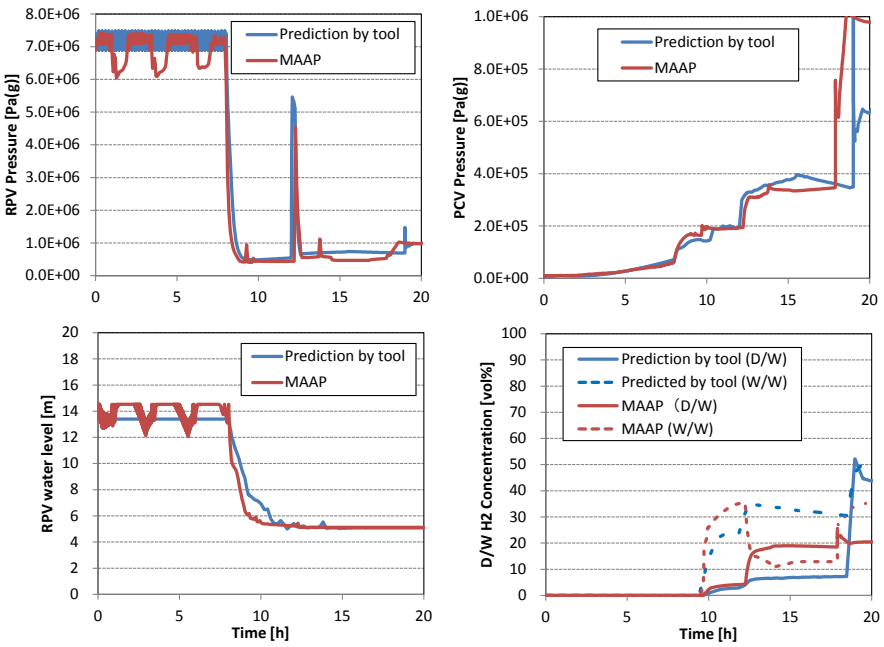
防災訓練、及び現実の事故対応において、緊急時対策室における格納容器ベント時刻推定を支援するツールの検証及び妥当性確認（V&V）を行った。

**キーワード**：過酷事故対応、格納容器ベント、ベント時刻推定、複数号機同時発生事故、MAAP コード

**1. 緒言**　原子力発電所の過酷事故及びその訓練の場において、格納容器ベントの時刻推定を支援するツールを開発した。本ツールは、典型的な事故進展における主要パラメータを事前にデータベース化することで、最小限の入力情報を元に瞬時にベント操作に必要な情報を提供することを目的とするものである。このデータベースは、事故シナリオ、事故進展フェーズ、及び評価対象パラメータ毎に MAAP コードによる事前評価を行い、得られたトレンドデータを事故進展フェーズ毎に分解して作成する。なお、このような簡易評価手法を適用する場合、妥当性確認作業を通じてその適用範囲と評価精度を十分に把握して使用することが肝要となる。本ツールの適用範囲及び評価精度は、使用するデータベース構成に大きく依存するため、妥当性確認の結果はその構成のブラッシュアップに活用する。

**2. ツールの V&V**　検証及び妥当性確認は、様々なシナリオにおける MAAP 直接計算と比較することで実施する。同位体組成の崩壊、線量当量の換算、及び除染因子（DF 値）等の計算については手計算との比較により検証を行い、またユーザによる不適切な入力に対するエラー処理等についてもその網羅性を確認する。なお、本ツールを使用してベント時刻を推定する際は、一度不作動となった注水系の復旧は想定しないことから、妥当性確認の対象シナリオもその使用条件の範囲内に留める。

**3. 検証結果**　妥当性確認の一例として、長期 TB（RCIC8 時間作動）シナリオにおける主要パラメータ予測結果を MAAP 直接計算と比較する。右図の通り、原子炉圧力、原子炉水位、及び格納容器圧力については、両者で概ね同等の傾向が見られる。一方、格納容器水素濃度については、傾向の違いが見られ、D/W-W/W 間の水素移行がツールで適切に扱われていないことが分かる。これについては、今後より詳細なデータベース構成を検討することで精度向上を試みる予定である。




* Daisuke Fujiwara[1], Hidetaka Imai[2], Takashi Takiguchi[2], Ryosuke Katayose[2] and Hiroshi Kawai[1]
[1] TEPCO Systems Corporation, [2]TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY Holdings Inc.

# 低圧注水系を用いた原子炉注水時の炉心健全性事前判定ツールの開発と活用

Development and use of core damage pre-determination tool
in case of low-pressure water injection during accident

*片寄　良亮[1]，今井　英隆[1]，石崎　泰央[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故という）等の教訓から、柏崎刈羽原子力発電所では、恒設の設計基準事故対処設備が使用できなくなった場合に備え、可搬設備等を用いた原子炉への注水設備を準備してきている。これらの設備の注水特性を把握し事前に様々なケースで解析しておくことで、事故の状況に応じて、複数ある注水手段の中からより適切なものを選択することが可能となる。

**キーワード**：炉心損傷防止、可搬式注水設備、MAAP コード

**1. 緒言**　柏崎刈羽原子力発電所では、恒設の設計基準事故対処設備が使用できなくなった場合でも、原子炉への注水を継続するために、設備の強化や追設を行ってきている。1F 事故では、交流電源が喪失したことで事故が深刻化したが、蒸気駆動である RCIC が設計で想定していた時間よりも長く運転できたこと、可搬設備である消防車によって消火系（FP）配管からの注水ができたこと等が教訓として挙げられる。これらの教訓から、まず、全交流電源喪失（SBO）にならないように交流の電源設備の水密化に加え、SBO の場合においても注水を継続させるために、原子炉隔離時冷却系（RCIC）の水密化等による恒設蒸気駆動注水設備の強化、高圧代替注水設備（HPAC）等の設備の追設をし、恒設の設計基準事故対処設備の信頼性を高める取り組みを進めてきている。それでもなお恒設の設備が使用できなくなることを想定し、消防車による原子炉注水やガスタービン発電機（GTG）や電源車の電源を使用して復水移送ポンプによる原子炉注水など、多様な低圧注水手段も複数確保してきている。

**2. 解析概要**　あらゆる注水機能喪失モードに対応できるよう、駆動源の多様化、建屋内外の配管の多重化がなされており、注水ルートは複数選択できるようになっている。特に、消防車の接続に対しては、ホースの引き回しによりフレキシブルに対応できる分だけ、注水ルートとしては多様なものとなる。それぞれの注水ルートに対し注水特性を事前に把握しておき、これらの注水特性及びプラント側の状態（原子炉水位、スクラム後の時間、減圧に使用する弁数等）を入力条件とし、原子炉減圧して代替注水を行った際の炉心の露出状況等の解析を行う。解析には MAAP コードを用いる。

**3. 解析結果**　事故時に選択しうる注水ルート及びプラント側の状態ごとに解析を実施し、それぞれの条件で減圧した際の炉心露出状況や炉心温度上昇等を把握することができた。これらの結果を踏まえ、事故時の低圧注水戦略の高度化を行う計画である。

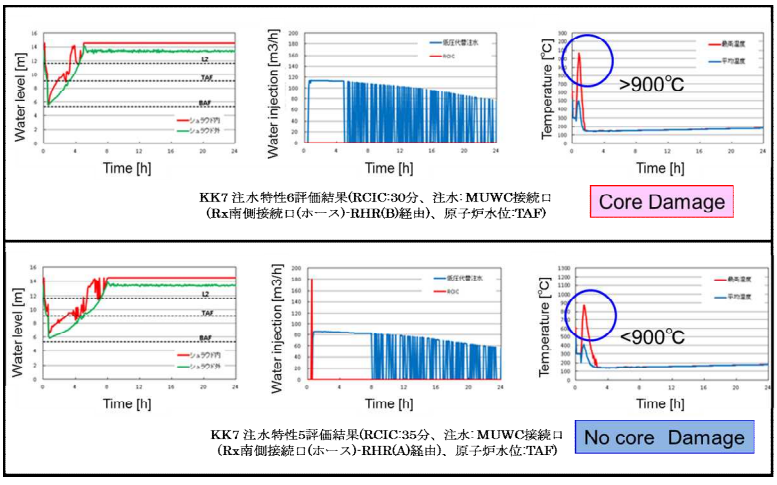



図 1　炉心損傷感度解析結果の一例

*Ryosuke Katayose[1], Hidetaka Imai[1] and Yasuo Ishizaki [1]
[1]TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY Holdings Inc.

# 日本版事業者自主安全評価書（JSAR）ガイドラインの開発について（その４）

Development of the guideline of Japan version Safety Assessment Report (JSAR)

＊島田裕一[1]　倉田聡[1]　熊坂勝行[1]　田畑雅之[1]　水野浩一[1]　古谷幸雄[1]
安田賢一[2]　加納充浩[3]　及川弘秀[4]　倉本孝弘[5]　江藤和敏[6]
原子力安全推進協会[1]　日立 GE[2]　MHI[3]　東芝[4]　NEL[5]　九州電力[6]

プラントの安全性を包括的に示す事業者自主安全評価書（JSAR）を作成するためのガイドラインを開発し、安全性の向上、対外説明、技術継承及び社員の力量向上、及び将来的に許認可関連文書の合理化に寄与する。

**キーワード**：核分裂炉、安全、SAR、PSR　運転、設計

## １．緒言

海外のプラントでは、安全評価書（Safety Analysis Report）を作成し施設の安全性を総合的に評価、維持する仕組みを構築し運用している。事業者がプラントの安全性を定期的かつ包括的に評価し、これを事業者自主安全評価書（JSAR）として作成し維持していくことにより、安全性の向上、対外説明、技術継承及び社員の力量向上、及び将来的な許認可関連文書の合理化に寄与できる可能性がある。2013 年よりその作成のためのガイドラインの開発を進めている。

## ２．検討内容

### ２－１．JSAR の構成と開発の方向性

JSAR の構成については、「原子力プラントの安全性（設計、建設、運転・保守等の業務など全体を網羅し、品質保証や安全文化等も含む）の状況（設備、仕組・手順等のハードとソフト）の全体像を示す部分（米国の FSAR の部分）」と、「それに対する運開後の定期的な安全評価の部分（いわゆる定期安全レポート（PSR）の部分）」の 2 段構えとすることとしている。また、国際基準との調和の観点から前者は米国の一括許認可申請のガイドラインである RG1.206 をベンチマークとして検討を開始することとし、その後日本の許認可関連文書の構成に合わせることとした。後者については IAEA の PSR のガイドラインをベースとした日本原子力学会の基準を用いることとし、具体例で補完するものとした。

### ２－２．2015 年度末までの作業

2014 年度までは、国内外の SAR に係る規格基準及びその記載内容（特に RG1.206 記載内容）等の調査・分析、JSAR の構成案・記載内容案の検討、JSAR ガイドライン素案（RG1.206 と日本の許認可関連文書の比較を基に日米の規制基準を参照しつつ関連付けを行い、検討の土台となる文案（素案）の作成を行った。

2015 年度末までは、2014 年度作成した素案を基に、RG1.206 の目次立てに沿ったガイドライン文案（原案１）を作成すると共に、検証及び改善を目的として、日本の設置許可の資料及び米国の APWR の DCD（Design Control Document）等の情報を基に、九州電力殿のご協力を得て、JSAR パイロットユース版（PWR）の作成を行った。また、その過程で得られた知見を反映しつつ、設置許可と原案 1 の対比を行いながら、日本の設置許可の構成に沿った案（原案２）の作成を行い、それをＪＳＡＲガイドライン第 0 版とした。またその際に、ＪＳＡＲガイドラインの要求に設置許可申請書の情報では直接的に整合しない項目を懸案事項として纏めた。

PSR 関連の箇所については、日本原子力学会の指針を用いることとし、特に作成しないが、検討の視点である 14 の安全因子に関して、過去の日本のプラントの PSR レポート、外国の PSR での検討項目等を参考にレファレンスとなる資料を作成した。

## ３．今後の予定と進捗状況

以下の項目について、2017 年度末までに対応する予定で、作業を進めている：

① ガイドライン第 0 版の文章の精緻化。
② 懸案事項対応：設置許可申請書の情報では記載できない項目について、工認等の資料を調査し文章を検討。また、工認記載事項で落ちているものがあれば追加する。BWR 固有の設備や記載に関する課題の整理。
③ JSAR 作成の効率化に資するため、解説を作成。
④ BWR パイロットユースの作成（全ての章について実施するかは今後検討）とその知見の反映。

---

Yuichi Shimada[1]　Satoshi Kurata[1]　Katsuyuki Kumasaka[1]　Masayuki Tabata[1]　Koichi Mizuno[1]　Yukio Furutani[1]
Kenichi Yasuda[2]　Mitsuhiro Kano[3]　Hirohide Oikawa[4]　Takahiro Kuramoto[5]　Kazutoshi Eto[6]
JANSI[1]　Hitachi-GE[2]　MHI[3]　Toshiba[4]　NEL[5]　Kyushu EPCO[6]

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Fri. Sep 9, 2016 10:35 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [3G05-09] Earthquake Resistant Technology 1

Chair: Takenori Hida (Univ. of Tokyo)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

### [3G05] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(1)Overview

*Katsumi Ebisawa[1], Hiroyuki Yamada[1], Ryusuke Haraguchi[2], Kazuhiko Kikuchi[3] (1.CRIEPI, 2.MHI, 3.YONDEN)

---

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

### [3G06] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(2)Improvement of input seismic motion response factor and building response factor

*Hiroyuki Yamada[1], Katsumi Ebisawa[1], Takeshi Ugata[2], Ryusuke Haraguchi[3], Kazuhiko Kikuchi[4], Kohei Tanaka[5], Tsuyoshi takada[6] (1.CRIEPI, 2.TAISEI, 3.MHI, 4.YONDEN, 5.RTRI, 6.The Univ. of Tokyo)

---

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

### [3G07] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

Confirmation of feasibility of systematization on component fragility evaluation

*Tetsuhiro Gou[1], Ryusuke Haraguchi[1], Kazuhiko Kikuchi[2], Hiroyuki Yamada[3], Katsumi Ebisawa[3] (1.MHI, 2.YONDEN, 3.CRIEPI)

---

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

### [3G08] Advancement of Seismic Evaluation Method Considering three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core

(1)Considering Influence on the Horizontal Support Condition Caused by a Big Earthquake

*Akihisa Iwasaki[1], Masatsugu Monde[1], Iwao Ikarimoto[1], Shinichiro Matsubara[1] (1.Mitsubishi heavy industries, LTD.)

---

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

### [3G09] Advancement of Seismic Evaluation Method Considering three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core

(2)Considering Deformation due to Irradiation and Heat

Akihisa Iwasaki[1], Masatsugu Monde[1], *Shinichiro MATSUBARA[1], Iwao Ikarimoto[1] (1.MHI)

---

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# 地震フラジリティ評価手法の高度化の提案
# （1）概要

Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(1) Overview

*蛯沢 勝三[1]，山田 博幸[1]，原口 龍将[2]，菊池 和彦[3]

[1]電中研，[2]三菱重工，[3]四国電力

著者等は、地震 PRA における建屋・機器フラジリティ評価手法の一層の高度化の一環として、日米、IAEA 等の最新動向の分析・検討を行い、重要項目を同定した上で、それらの高度化を進めている。

**キーワード**：地震フラジリティ、不確実さ、断層モデル、入力地震動、建屋の動的非線形応答

## 1. はじめに

著者等は、地震 PRA における建屋・機器フラジリティ評価手法の一層の高度化の一環として、評価手法に係る日米、IAEA 等の最新動向を分析・検討し、重要項目を同定した上で、それらの高度化を進めている。主な重要項目としては、次の 4 つが挙げられる。① 保守要因の現象論的･認識論的不確実さを考慮したフラジリティ評価の総合的体系の明確化、② 建屋･機器の応答評価用入力地震動の作成に係るサブ応答係数評価の高度化、③ 建屋動的非線形応答特性を考慮した建屋･機器のサブ応答係数の高度化、④ ①～③の定量的適用を考慮した成立性の確認。①については(1)、②、③については(2)、④については(3)で記述する。

## 2. 日米・IAEA 等における建屋・機器フラジリティ評価に係る最新動向の概要

著者等は、地震フラジリティ評価手法の高度化のため、国内学会、米国の NRC，EPRI 及び IAEA におけるフラジリティ評価に係る関連文献を分析・検討した。日本原子力学会は、地震 PRA 実施基準を 8 年ぶりに改訂した[1]。NRA は、2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故（以下、「1F 事故」という。）を踏まえ、実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドを公表した[2]。NRC 及び EPRI は、1F 事故以降、フラジリティ評価を含めた PRA の最新報告書を公表している[3]。IAEA では、断層モデルに係る Safety Report が策定された[4]。このことから、断層モデルの建屋・機器フラジリティ評価への反映が一層重要になると考える。本研究における統合的体系の検討（図 1）では、米国等の最新評価手順を参照した。

## 3. 日本の建屋・機器フラジリティ評価手法の概要と評価手法の高度化の提案

**3-1. 評価手法の概要**　地震 PRA 実施基準では、3 つの建屋・機器フラジリティ評価手法が挙げられている（簡易法：Zion 法/原研法、詳細法：応答解析法）。また、これらの組み合わせも明記されている。

**3-2. 重要項目①に対する評価手法の高度化**　フラジリティ評価における(A)地震 PRA における FT 展開上の構造物・機器(SCs: Structures & Components)の数は約 300-400 個であり、１つ１つの設計仕様を考慮して評価することは、作業量が多くなる。(B)これを効率化する評価手順として、まず、対象 SCs の属性を考慮して分類する。次いで、分類 SC 毎の現実的な耐力及び応答に係るパラメータを設定する方法を検討した。(C)これらのパラメータを用いて、フラジリティ試評価を行い、手法の成立性を確認した。

**3-3. 重要項目②～④に対する評価手法の高度化**

著者等は、上記評価手法の簡易法及び詳細法の得失を考慮して両者を組み合わせると共に、応答評価に断層モデルを活用する評価手法の高度化等を提案した。この詳細は(2)で示す。①～③の定量的検討と成立性確認の詳細は、(3)で示す。

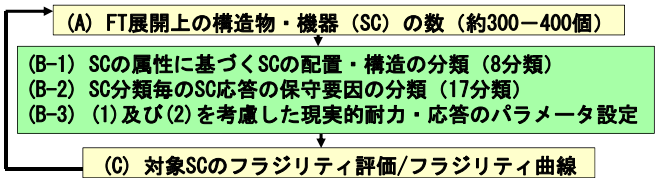



図1　総合的体系の検討

**参考文献**　[1] 日本原子力学会 (AESJ-SC-P006:2015,2015), [2]NRA(2014), [3]EPRI(TR-3002000709,2013), [4]IAEA(Safety Reports Series No.85, 2015), [5] ERPI (TR-1019200, 2009).

* Katsumi Ebisawa [1], Hiroyuki Yamada[1], Ryusuke Haraguchi[2] and Kazuhiko Kikuchi[3]

[1]CRIEPI, [2]MHI, [3]YONDEN

# 地震フラジリティ評価手法の高度化の提案
# （2）入力地震動サブ応答係数及び建屋サブ応答係数の高度化

Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(2) Improvement of input seismic motion response factor and building response factor

*山田 博幸[1]，蛯沢 勝三[1]，宇賀田 健[2]，原口 龍将[3]，菊池 和彦[4]，田中 浩平[5]，高田 毅士[6]
[1]電中研，[2]大成建設，[3]三菱重工，[4]四国電力，[5]鉄道総研，[6]東大

著者等は、より現実的な地震フラジリティ評価の実施に資するため、断層モデル地震動予測式を用いたフラジリティ評価用入力地震動の保守性と不確実さ評価の考え方及び建屋の動的非線形応答を考慮したフラジリティ評価手法を提案し、実プラントを対象に手法の成立性を試評価により確認した。

**キーワード**：地震 PRA、フラジリティ評価、応答係数、建屋の動的非線形応答、不確実さ

## 1. はじめに

地震フラジリティ評価では、1970 年代～1980 年代にかけて、米国において、「地震 PRA の膨大な数の機器に対して、様々な損傷モデル及びパラメータを用いてフラジリティ曲線を算出することは実現困難であり、定式化されたプロセスが必要である。」という考え方に基づき開発された簡易手法が、現在でも広く用いられている。本研究では、ここ数十年で飛躍的に発展した断層モデルによる地震動評価や建屋の動的非線形応答解析などの最新技術を導入することで、プラントの脆弱性把握やリスク低減の対策に資する、より現実的な地震 PRA に繋がるフラジリティ評価手法を提案した。

## 2. 入力地震動のサブ応答係数の高度化

加速度レベル毎のフラジリティ評価用地震動は、構造信頼性理論における破壊点の概念に基づけば、将来プラントで観測される地震動群において、設定加速度レベルにおける対象機器の損傷に最も寄与しうる地震動と定義できる。地震 PRA に係る原子力学会標準に基づく簡易法（Zion 法、原研法）[1]による機器フラジリティ評価では、フラジリティ評価用入力地震動は、主に設計波が用いられ、線形応答を仮定してフラジリティ曲線が算出される。また、近年、建屋フラジリティ評価では、詳細法による評価が行われている。そこでは、一様ハザードスペクトル（UHS）に基づき加速度レベル毎の現実的な地震動が策定され、ばらつきは、ハザード評価に含まれるとして、考慮しないとの考え方が一般的となっている。現実的な入力波として UHS 波を用いた場合、UHS 波は、全周期帯でパワーを有する特徴があり、将来観測される地震動のスペクトルの平均像（中央値）ではない。本研究では、対象サイトの地震ハザード評価と整合する震源特性を考慮し、断層モデル等を用い、設定加速度毎の超過頻度に適合したマグニチュードと震源距離の地震波形群からなる地震動データベースを作成し、フラジリティ評価用入力地震動を作成するとともに、建屋･機器応答評価用入力地震動の作成に係る偶然的不確実さ（$\beta_r$）として評価する考え方を提案した。

## 3. 建屋･機器サブ応答係数の高度化

本研究では、機器フラジリティ評価手法の高度化として、建屋の動的非線形応答特性を機器フラジリティ評価に反映するため、建屋を詳細法、機器を応答係数法で求める評価手法を提案した。（既報[2]参照）

## 4. 実プラントでの試評価例

地震動のサブ応答係数の改善及び建屋の動的非線形応答特性を考慮した評価手法を伊方 3 号炉補助建屋の設置機器に適用した試評価例を図 1 に示す。

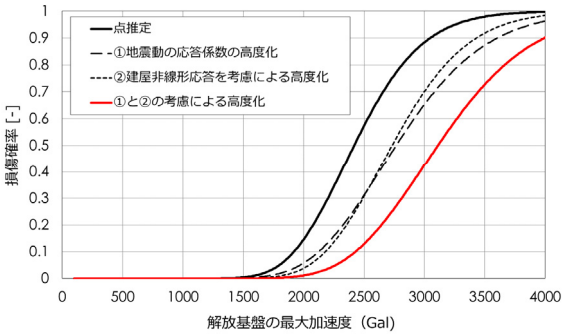



図 1　提案手法に基づく試評価例

**参考文献**

[1] 日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015
[2] 山田他、建屋の非線形応答特性を考慮した機器フラジリティ評価の取り扱い，日本原子力学会　2016 年春の年会

* Hiroyuki Yamada1[1], Katsumi Ebisawa[1], Takeshi Ugata[2], Ryusuke Haraguchi[3], Kazuhiko Kikuchi[4], Kohei Tanaka[5] and Tsuyoshi Takada[6]
[1]CRIEPI, [2]TAISEI, [3]MHI,[4]YONDEN, [5]RTRI, [6]The Univ. of Tokyo

# 地震フラジリティ評価手法の高度化の提案
# （3）フラジリティ評価総合的体系の成立性の確認

Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(3) Confirmation of feasibility of systematization on component fragility evaluation

*呉 哲浩[1]，原口 龍将[1]，菊池 和彦[2]，山田 博幸[3]，蛯沢 勝三[3]

[1]三菱重工，[2]四国電力，[3]電中研

著者等は、偶然的及び認識論的不確実さを考慮したフラジリティ評価の総合的体系を提案した。同体系の成立性を確認する機器を設定し、体系の成立性を確認すると共に、日米機器の現実的応答のサブ応答係数の違いについて検討した。

**キーワード**：地震 PRA、フラジリティ評価、偶然的・認識論的不確実さ、応答係数

## 1. はじめに

著者等は、本シリーズ報告のうち、(1) において、地震 PRA における建屋・機器フラジリティ評価手法の一層の高度化の一環として、偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮したフラジリティ評価の総合的体系を提案した。同体系の成立性を確認する機器として、FT 展開で数が多く主要な機器となるポンプを代表として選定し、検討を行った。具体的には、応答係数の保守性及び偶然的・認識論的不確実さを表す対数標準偏差 $\beta r$・$\beta u$ の取り扱いについて、日米の類似機器を選定し、それらの違いについて検討した。

## 2. フラジリティの総合的体系における効率的評価手順に係る提案の概要

本研究で提案する効率的な評価手順では、まず、対象構造物・機器（SCs: Structures & Components）の属性を考慮して分類を行う。次いで、分類された SCs 毎の現実的な耐力及び応答に係るパラメータを設定する。SCs の現実的な応答及び現実的耐力の偶然的及び認識論的不確実さを表す対数標準偏差 $\beta r$ 及び $\beta u$ の取り扱いとして、EPRI レポートでは、不確実さの要因として支配的となるいずれか一方のみが考慮され、考慮しないものは、「-」と表記されている。従来の日本における応答・耐力係数（安全係数）の評価では、考慮しない要因の表記は、学会標準[1]の記載でも「0」とされている。日米の耐震設計の保守的要因と不確実さの取り扱いは、ほぼ同じ考え方に基づくため、米国同様の取り扱いに準拠することを提案した。

## 3. 効率的評価手順の成立性の確認及び日米機器の比較

**3-1. 成立性の確認**　評価手順の成立性の確認では、FT に多く展開されている機器（1 次冷却材ポンプ等）を対象とした。例えば、1 次冷却材ポンプの設置場所は、原子炉建屋であり、損傷モード・部位は、構造損傷・吐出ノズル付け根である。同機器の現実的応答に係るサブ応答係数の中央値、$\beta r$ 及び $\beta u$ の設定では、不確実さに関して支配的となるいずれか一方を考慮すると共に、考慮しない要因を「-」と表記した。また、現実的耐力評価における損傷部位・損傷モード、耐力の中央値、$\beta r$ 及び $\beta u$ についても同様に検討した。

**3-2. 日米機器の比較**　日米比較の対象機器は、米国の公開報告書のうち、定量評価結果が具体的に記述されている海水系ポンプを選定した[2]。同報告書に記載されているサブ応答係数の中央値、$\beta r$、$\beta u$ を表１に示す。また、上記ポンプに相当・類似する日本の PWR プラントのポンプのサブ応答係数（中央値、$\beta r$、$\beta u$）に係る評価例を表１に示す。なお、考慮しない不確実さ要因は、「-」と表記されている。

表１ 日米機器のサブ応答係数の比較例

| | | 機器のサブ応答係数 | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 床応答拡幅 (Fess) | 減衰定数 (Fd) | モデル化 (Fem) | モード合成 (Femc) | コンポジット | |
| 米国 | 中央値 | 1.22 | 1.0 | 1.16 | 1.0 | 1.42 | |
| | $\beta r$ | – | – | – | 0.05 | 0.05 | 0.26 |
| | $\beta u$ | 0.04 | 0.23 | 0.12 | – | 0.26 | |
| 日本 | 中央値 | 1.18 | 1.21 | 1.0 | 1.0 | 1.43 | |
| | $\beta r$ | – | – | – | 0.15 | 0.15 | 0.23 |
| | $\beta u$ | 0.07 | 0.09 | 0.15 | – | 0.17 | |

### 参考文献

[1]日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015，[2] EPRI TR-1002988, 2009.

*Tetsuhiro Gou[1], Ryusuke Haraguchi[1], Kazuhiko Kikuchi[2], Hiroyuki Yamada[3] and Katsumi Ebisawa[3]
[1]MHI, [2]YONDEN, [3]CRIEPI

# 高速炉炉心の 3 次元集合体変位を考慮した耐震性評価手法の高度化
# (1) 強地震動による水平方向支持条件の変化

Advancement of Seismic Evaluation Method Considering three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core

(1) Considering Influence on the Horizontal Support Conditions Caused by a Big Earthquake

*岩崎 晃久 [1]，門出 匡胤 [1]，松原 慎一郎 [1]，碇本 岩男 [1]

[1] 三菱重工

高速増殖炉の炉心構成要素の 3 次元群振動を考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。本件では、**上下方向の地震荷重が大きくなることで生じるパッド外れ**が、振動挙動に与える影響を確認するために解析コードを高度化した内容と、その試評価結果について発表する。

**キーワード：**FBR、3 次元、耐震解析、REVIAN-3D、パッド外れ

## 1. 緒言

高速炉の炉心構成要素は温度やスウェリングによる伸びが生じるため，軸方向は拘束せず炉心支持構造物上に自立させている。また、炉心構成要素にはパッド部(図 1)を設け、水平方向の変位を互いに制限する構造としている。そのため、地震時には水平方向の変位を生じ、隣接する炉心構成要素とパッド部同士で衝突する。また、炉心構成要素は支持構造との干渉や周囲の流体を介した連成振動、上下の跳び上がりなどを含む群振動挙動を呈す。これらを評価するために 3 次元の炉心群振動解析コード(REVIAN-3D)を構築している。上下地震動が大きくなると炉心構成要素は炉心支持板から跳び上がる。跳び上がりにより隣接する炉心構成要素との上下の変位差が、パッド部の高さを超えると、水平方向の支持条件が変化し水平変位が増加するため(パッド外れ)、地震時の振動挙動に影響を与えることが予想される。本件では、強地震時による跳び上がりの増大で生じるパッド外れの影響を確認するための試評価結果について紹介する。

## 2.解析評価手法の概要

炉心構成要素のパッド外れによる水平挙動の概念図を図 1 に示す。本解析コードでは、各炉心構成要素をビームモデルとし、上部と中間のパッド部における衝突を模擬している。パッド部の形状を考慮することで、テーパ部を含めたパッド外れによる水平挙動への影響を評価可能とした。

## 3.試解析

高速炉炉心において強地震時におけるパッド外れの影響を評価するために、小規模群（図 2）を対象に地震応答解析による炉心変位の試評価を実施した。図 3 に示すように隣接する炉心構成要素の上下相対変位が大きくなったときにパッド外れが生じ、水平相対変位も増大した。他の炉心構成要素間におけるパッド外れが同時に生じないため、炉心全体に与える影響は小さいことが確認できた。

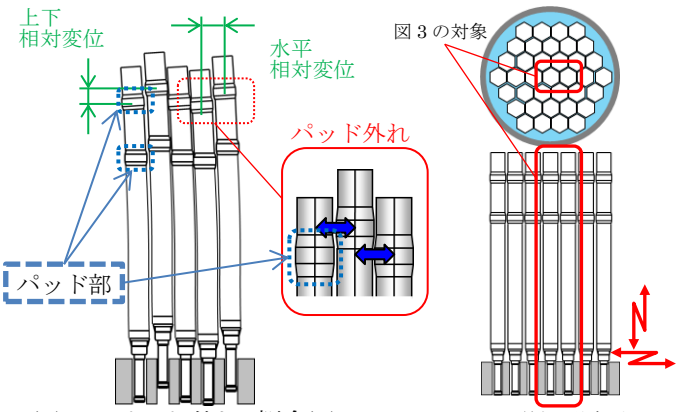
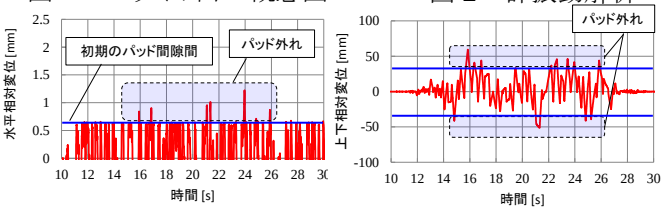



図 1　パッド外れ 概念図




図 2　群振動解析




(a) 水平相対変位（変動分）　(b) 上下相対変位

図 3　試解析結果

*Akihisa Iwasaki [1], Masatsugu Monde [1], Shinichiro Matsubara [1], Ikarimoto Iwao [1]

[1] MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES.LTD.

# 高速炉炉心の 3 次元集合体変位を考慮した耐震性評価手法の高度化
# (2) 熱変形・照射変形の影響評価

Advancement of Seismic Evaluation Method Considering three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core
(2) Considering Deformation due to Irradiation and Heat

岩崎 晃久[1], 門出 匡胤[1], *松原 慎一郎[1], 碇本 岩男[1]
[1] 三菱重工

高速増殖炉の炉心構成要素の 3 次元群振動を考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。本件では、運転中に生じる炉心構成要素の熱変形・照射変形が、振動挙動に与える影響を確認するために解析コードを高度化した内容と、その試評価結果について発表する。

**キーワード：**FBR、3 次元、耐震解析、REVIAN-3D、炉心変形

## 1. 緒言

高速炉の炉心構成要素は温度やスウェリングによる伸びが生じるため，軸方向は拘束せず炉心支持構造物上に自立させている。地震動を受けた場合には、鉛直方向の地震荷重による炉心構成要素の跳び上がりや、水平方向の地震荷重による隣接する炉心構成要素との衝突、流体を介した相互連成などを含む複雑な群振動挙動を示す。これを評価するための 3 次元の炉心群振動解析コード(REVIAN-3D)を構築している。また、原子炉の運転中において、炉心構成要素は熱変形・照射変形により、周囲との干渉を生じる。これが地震時の振動挙動に影響を与える。本件では、この炉心構成要素の熱変形・照射変形の影響を確認するために解析コードを高度化した内容と、その試評価結果について発表する。

## 2.解析評価手法の高度化

炉心構成要素の照射変形・熱変形による干渉の概念図を図 1 に示す。本解析コードでは、各炉心構成要素をビームモデルで模擬している。

地震時における炉心構成要素の周囲との接触部位は、その幾何形状から接触パッドとエントランスノズルに限られる。よって、接触部位である接触パッドとエントランスノズルの相対位置を変化させて、炉心の変形状態や干渉状態を模擬できるように解析評価手法を高度化した。

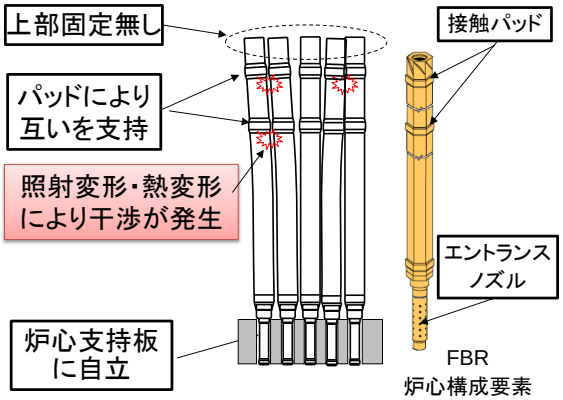



図 1　熱変形・照射変形による干渉 概念図

## 3.試解析

照射変形・熱変形が地震時応答に与える影響を評価するために、地震動を受けた場合の炉心構成要素の鉛直変位（跳び上がり量）の試評価を実施した。図 2 に試解析の結果を示す。炉心構成要素の変形状態を模擬した解析は、模擬しない解析に比べて、炉心構成要素の鉛直変位（跳び上がり）量が低下することが確認できた。

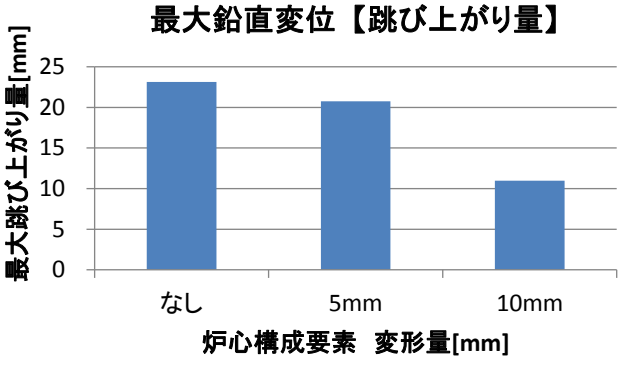



図 2　試解析結果

Akihisa Iwasaki [1], Masatsugu Monde [1,*] Shinichiro Matsubara [1], Ikarimoto Iwao [1]
[1] MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES.LTD.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 3:50 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [3G10-13] Earthquake Resistant Technology 2

Chair: Katsumi Ebisawa (CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [3G10] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 3: Analytical model of seismic isolated structure

*Keisuke Minagawa[1], Satoshi Fujita[2], Osamu Furuya[2], Tsuyoshi Takada[3] (1.Saitama Institute of Technology, 2.Tokyo Denki University, 3.The University of Tokyo)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [3G11] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 4: Cliff Edge Assessment Model of Systems and Components for Nuclear Power Plant

*Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Tsuyoshi Takada[2], Tatsuya Itoi[2] (1.Tokyo City University, 2.The University of Tokyo)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [3G12] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 5: Investigation of seismic behavior of human

*Takenori Hida[1], Tsuyoshi Takada[1], Tatsuya Itoi[1] (1.The University of Tokyo)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [3G13] Application concept of margin analysis utilizing accident sequences for fault displacement

*Masanobu Kmiya[1], Syuuji Kanaida[1], Kouichi Kamiya[1], Tsutomu Ogawa[1] (1.The Japan Atomic Power Company)

---

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# 原子力プラントの包括的安全性向上のための 地震時クリフエッジ回避技術の開発　その 3：免震構造の解析モデル

Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants　Part 3: Analytical model of seismic isolated structure

*皆川 佳祐[1]，藤田 聡[2]，古屋 治[2]，高田 毅士[3]
[1]埼玉工業大学，[2]東京電機大学，[3]東京大学大学院工学系研究科

積層ゴムに代表される免震装置はプラント施設の地震時クリフエッジを回避する技術として期待できる一方、過大な変形量に対し非線形特性を有し、上部構造は擁壁との衝突の恐れもある。ここでは、それらの非線形挙動を表現する解析モデルを報告する。

**キーワード：**地震時要求性能、クリフエッジ、プラント地震時挙動、免震化、衝突

## 1. 緒言

原子炉建屋や重要棟を積層ゴムで免震した場合、一般建物と同様に耐震構造に比べてその応答は極めて小さくなることが期待される。一方で、入力地震動の規模が大きくなると、積層ゴムの特性は非線形性を示し、また、上部建物が免震層下部の擁壁に衝突する可能性もある。そこで、本研究では、大地震入力時の免震構造における非線形性を考慮した解析モデルを構築する。

## 2. 免震装置の非線形解析モデルの作成

積層ゴムは、水平、上下方向ともに、通常使用の範囲においては復元力が変形量に比例する線形挙動を示す。しかしながら、大変形時には、水平方向にはハードニング、鉛直方向（特に引張り側）にはソフトニングし、さらにはそれらが連成することが知られている。そこで、図 1 に示す積層ゴムの非線形解析モデルを構築した。

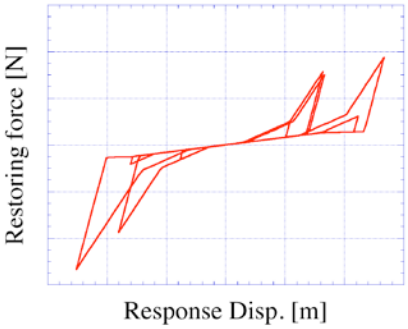



図 1　積層ゴムの非線形モデル

## 3. 免震構造の擁壁衝突モデルの作成

免震装置を構造体直下に配した基礎免震構造においては、通常、免震構造は周囲の地面や擁壁と衝突しないように、十分な隙間を設けているが、想定以上の強大地震動を考慮した場合、擁壁と衝突することが考えられる。そこで、図 2 に示す免震構造物が擁壁と衝突した際の衝突モデルを作成した。ここでは、衝突により擁壁が弾塑性性変形すると仮定し、衝突後に擁壁が崩れることも考慮して、一度経験した塑性変形分は衝突しないようなモデルとした。

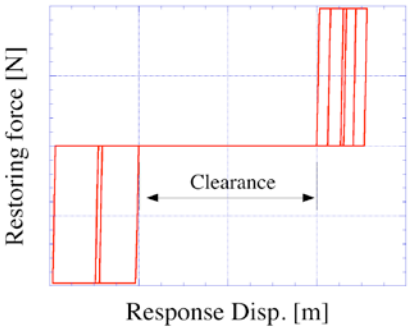



図 2　擁壁衝突モデル

## 3. 結論

ここでは，免震構造の非線形性を考慮した解析モデルを構築した。今後、本モデルを使用して、様々な条件下でのシミュレーションを実施する。

## 謝辞

本研究報告は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の成果である。関係各位に記して謝意を表する。

*Keisuke Minagawa[1], Satoshi Fujita[2], Osamu Furuya[2] and Tsuyoshi Takada[3]
[1] Saitama Institute of Technology, [2]Tokyo Denki University, [3]The University of Tokyo

# 原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 その 4: 機器・システムのクリフエッジ評価モデルの検討

Development of Seismic Counter Measures against Cliff Edges for Enhancement of Comprehensive Safety of Nuclear Power Plants

Part 4: Cliff Edge Assessment Model of Systems and Components for Nuclear Power Plant

*牟田 仁[1]，村松 健[1]，高田 毅士[2]，糸井 達哉[2]

[1]東京都市大学，[2]東京大学

原子力プラントの地震時クリフエッジ回避技術の開発研究の一部として，地震時の原子力関連施設を対象としたクリフエッジの評価指標，深層防護の各レベルにおける要求性能及び地震発生時のクリフエッジ回避技術の有効性を評価する論理モデルに関する検討結果を報告する．

**キーワード：**クリフエッジ，評価指標，要求性能，回避技術，論理モデル

## 1. 緒言

2011 年の福島第一原子力発電所過酷事故は，強い地震動と大津波の襲来を原因として発生したが，プラント全体がいわゆるクリフエッジ状態となって大事故に発展したものである．本研究は、原子力発電プラントをトータルシステムと考え、リスク概念と深層防護の考え方に基づき、様々なクリフエッジ状態の特定と、それらの回避技術を，機器，システムを対象として検討し提案するものである．

## 2. 機器・システムのモデル化とクリフエッジ回避技術

### 2-1. 要求性能の定義とクリフエッジとの関係

本研究では，要求性能を「ある設備がある特定の目的を果たすための機能に要求される性能」と定義し，炉心損傷リスク等を指標とするものと考える．まずは，プラントシステム全体の構成要素と要求性能との関係を明確化するために，深層防護のレベル毎に，構築物，システム，機器及び人間系(SSCH)を整理した．

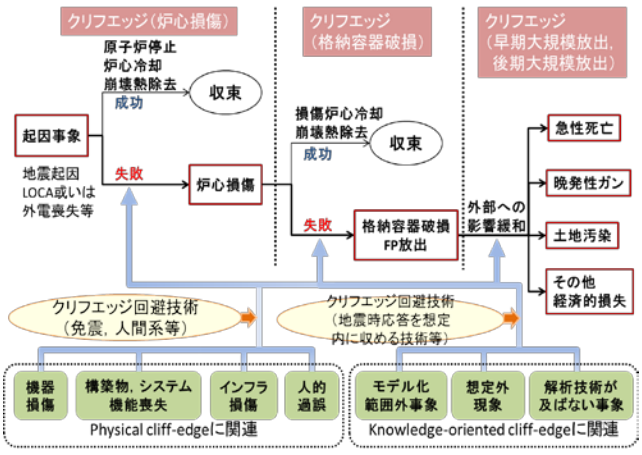



図 論理モデルイメージ

### 2-2. 機器・システムのモデル化

次に，前節の整理結果を基に，原子炉施設の地震時の要求性能の機能達成条件を明確化し，各構成要素のクリフエッジ，更にクリフエッジ回避技術の有効性を評価するための論理モデルを検討した．

### 2-3. SSCH の論理モデル

地震発生時の要求性能に対する各クリフエッジと事故シナリオ・回避技術の関係を明確化するために要求性能に対する SSCH の論理モデルを構築した．

## 3. 今後の方向性

従来，レベル 1 地震 PRA で対象としてきた炉心損傷頻度で表すリスクだけではなく，地震に対する様々な要求性能を考慮するため，プラント全体を対象として，より幅広く構築物，系統，機器及び人間系（SSCH）をモデル化し，更に他技術のクリフエッジ回避技術の考慮を可能とすることを目指す．

*Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Tsuyoshi Takada[2] and Tatsuya Itoi[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]The University of Tokyo.

# 原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 その 5: 地震時人間挙動の検討

Development of seismic counter measures against cliff edges
for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants
Part 5: Investigation of seismic behavior of human

*肥田 剛典[1]，高田 毅士[1]，糸井 達哉[1]
[1]東京大学

原子力プラントにおける大地震後の事故拡大防止のためには、人間の対応が不可欠である。地震時の人的被害を評価するためには、人間の地震応答を評価・予測する必要がある。そこで本研究では、人体の地震応答解析モデル構築のための基礎的検討として地震体験実験を行い、人体の地震応答性状について検討する。
**キーワード**：クリフエッジ，人体，地震体験実験，システム同定

## 1. 緒言

原子力プラントにおいて、大地震発生後の事故拡大防止のためには、作業員による対応が極めて重要である。従って、地震時人的被害の防止対策を講じることは、激甚災害低減に貢献するものとなろう。これをふまえ、本研究では、地震発生時における人体挙動や受傷可能性、事故後対応の継続可能性を推定するため、人体の地震応答解析モデルを構築することを目指す。本稿では基礎的検討として、地震体験実験に基づく人体の座位時における地震応答特性に関する分析結果を報告する。



写真 1　地震体験実験の状況

## 2. 地震体験実験に基づく人間挙動の分析

地震体験実験状況を写真 1 に示す。可搬型加振機に被験者を着座させ、数種類の地震波を入力した。加振機と人体各所にマーカーを貼付し、モーションキャプチャによって挙動を抽出した。

人体頭部の加速度と加振機の入力加速度を用いて、逐次部分空間法によるシステム同定を行い、人体の振動特性を分析した。人体の時変振動特性を図 1 に示す。人体の固有振動数は 1 Hz でほぼ変動せず、被験者による差異も見られなかった。一方、減衰定数は時々刻々変動している。特に、入力波の振幅が大きい時間帯で減衰定数が大きくなる傾向が見られるが、この傾向は被験者によって異なることが確認された。

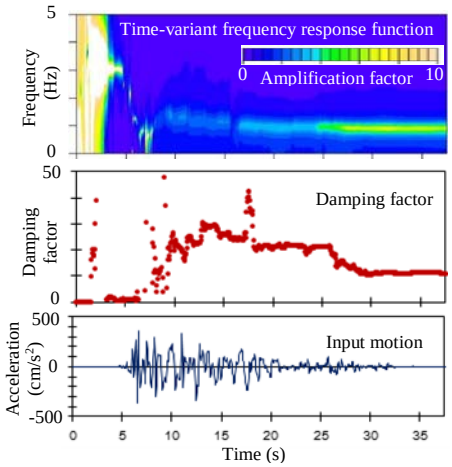


図 1　人体の時変振動特性

## 3. 結論

地震体験実験を行い、人体の地震時挙動について検討した。今後は人体の立位時の振動特性も分析し、これらの実験結果に基づいて人体の地震応答解析モデルを構築する。さらに、人間の地震挙動評価や受傷可能性、作業継続可能性等の評価手法について検討する。

**謝辞**　本研究報告は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の成果である。関係各位に記して謝意を表する。

*Takenori Hida[1], Tsuyoshi Takada[1] and Tatsuya Itoi[1]
[1]The University of Tokyo

# 断層変位に対する裕度評価手法の適用性検討

Application concept of margin analysis utilizing accident sequences for fault displacement

*神谷 昌伸[1]，金居田 秀二[1]，上屋 浩一[1]，小川 勤[1]

[1]日本原子力発電株式会社

断層変位が原子力施設に与える影響を評価するための手法のうち、事故シーケンスを考慮できる裕度評価手法の適用概念について検討を進めた。この手法の適用により、断層変位が施設に与えるリスク情報を得ることができ、原子力安全のための意思決定に活用することができる。

**キーワード**：原子力安全，断層変位，裕度評価，事故シーケンス

## 1. 緒言

断層変位（ずれ）をハザードとする原子力施設のリスク評価は、単に断層の活動性の有無のみで判断するのではなく、断層変位というハザードの性状（変位量、すれの方向（変位センス）、発生頻度等）、施設に与える影響のシナリオ（施設の状態、事故シーケンス等）に基づきリスク分析を行い、その結果に基づいて意思決定に繋げていくことが原子力安全のアプローチとして価値を有すると考えられる[1]。

断層変位の施設に与える影響評価において有効である裕度評価手法について、縦ずれ変位を仮定した場合の適用概念について提示[2]しているが、横ずれ変位の場合でも同様に適用することができる。

なお、ここでは、概ね数十 cm 以下の変位量を対象としている。

## 2. 裕度評価手法の適用概念

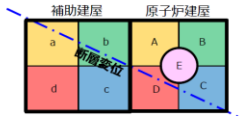
建屋直下に断層変位を仮定した場合の裕度評価は、①断層変位の影響を直接受ける建屋の損傷状態の評価（表 1 参照）、②建屋の損傷状態を踏まえた建屋に支持されている機器・配管系の機能維持・喪失状態の評価（建屋による支持機能、建屋の傾斜・変形、建屋間相対変位を考慮）、③プラントシステム状態を事故シーケンスとして評価（設備の多重性、多様性、分散配置等を考慮）、④以上を受けて、例えば炉心損傷の有無などを指標としてリスク情報を得ていく、という手順となる。

表 1　建屋の評価結果例

| 断層変位※（横ずれ） | 評価エリア | 原子炉建屋 A | B | C | D | E | 補助建屋 a | b | c | d |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10cm | 地下 1 階 | ○ | ○ | △ | ○ | ○ | △ | △ | ○ | ○ |
| | 地下 2 階 | ○ | ○ | △ | ○ | ○ | △ | △ | ○ | ○ |
| 20cm | 地下 1 階 | ○ | ○ | △ | ○ | ○ | △ | △ | ○ | ○ |
| | 地下 2 階 | ○ | ○ | △ | ○ | ○ | △ | △ | ○ | ○ |
| 30cm | 地下 1 階 | △ | △ | × | ○ | ○ | × | × | ○ | △ |
| | 地下 2 階 | △ | △ | × | ○ | ○ | × | × | ○ | △ |
| 50cm | 地下 1 階 | × | × | × | △ | ○ | × | × | ○ | × |
| | 地下 2 階 | × | × | × | △ | ○ | × | × | ○ | × |

※断層変位量は、裕度評価のイメージを表現するために任意に設定したもの。
（注）実プラントの評価では、建屋のエリアを更に細かく区分して評価する。

【凡例】
○：有意な損傷無し
△：基礎・壁・床に局部損傷はあるが、機器の支持性能あり
×：基礎・壁・床の損傷によって機器の支持性能が困難




断層変位のセンスとしては、縦ずれが卓越する場合と横ずれが卓越する場合に区分できるが、それぞれの場合を建屋基礎版下端の同位置に強制入力した 3 次元 FEM 解析の結果に基づき、変位センスによる差異を考察した。検討に用いている建屋解析モデルは 2 階層分程度が地盤に埋め込まれている条件としているため、横ずれの場合は周辺地盤の拘束等による影響も受けるが、建屋全体を俯瞰すると、縦ずれの場合と同程度の影響の範囲内であると把握でき、したがって、建屋の評価結果を受けた機器・配管系の評価、事故シーケンス評価も、縦ずれの場合と同様に評価を進めていくことができると判断できる。

## 参考文献

[1] 神谷昌伸，断層変位に対する原子力安全の基本的考え方，日本保全学会第 13 回学術講演会要旨集(2016)，Ⅰ-1-3-2

[2] 神谷昌伸他，断層変位に対する工学的なリスク評価 (2)裕度評価手法の適用性について，日本機械学会第 21 回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集(2016), B222.

*Masanobu Kamiya[1], Syuuji Kanaida[1], Kouichi Kamiya[1] and Tsutomu Ogawa[1]

[1]The Japan Atomic Power Company

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Fri. Sep 9, 2016 3:50 PM - 4:40 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 6:50 AM - 7:40 AM UTC | Room G Kumume City Plaza - Studio 2

## [3G14-16] Earthquake Resistant Technology 3

Chair: Keisuke Minagawa (Saitama Inst. of Tech.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3G14] Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant
(1)A Fragility Evaluation for Seismic Isolation System Applied to NPPs

*Takahide Akimoto[1], Shin-ich Yoshida[1], Yoshitaka Takeuchi[1], Yasuo Okochi[2], Shinji Kosugi[3], Kunihiko Sato[4], Hideo Hirai[5] (1.Obayashi Corporation., 2.Chubu Electric Power Co., Inc., 3.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 5.Toshiba Corporation)

---

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3G15] Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant
(2)A Fragility Evaluation for Crossover Piping System

*SHUNSUKE FUKUSHIMA[1], Masakazu JIMBO[1], Akihito OTANI[2], Tetsuo IMAOKA[4], Kunihiko SATO[3], Ryusuke HARAGUCHI[3], Shigenobu ONISHI[5], Yutaka Suzuki[6] (1.Toshiba Corporation, 2.IHI Corporation, 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd, 4.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd, 5.Chubu Electric Power Co., Inc., 6.MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd)

---

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3G16] Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant
(3)Seismic PRA for the Seismic Isolated Nuclear Power Plants

*Ryusuke Haraguchi[1], Shigenobu Onishi[2], Masakazu Jimbo[3], Tetsuo Imaoka[4] (1.Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2.Chubu Electric Power Co. Inc., 3.Toshiba Corporation, 4.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

---

4:35 PM - 4:40 PM JST | 7:35 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

# 原子力施設の免震技術の開発
# （1）免震装置のフラジリティ

Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant
(1) A Fragility Evaluation for Seismic Isolation System Applied to NPPs

*秋本 高英[1]，吉田 伸一[1]，竹内 義高[1]，大河内 靖雄[2]，小杉 慎司[3]，佐藤 邦彦[4]，平井 秀男[5]
[1]大林組，[2]中部電力，[3]日立 GE ニュークリア・エナジー，[4]三菱重工業，[5]東芝

原子力発電所の設計では、地震に対する確率論的安全性評価の実施が求められている。本研究では、別途免震型原子炉建屋を対象としたフラジリティ評価を実施し、耐震成立性の目途を得ている[1]。このうち、本報は免震型原子炉建屋を対象とした免震装置の地震フラジリティ評価手法について提案するものである。

**キーワード：**免震，確率論的地震リスク評価，免震建屋，フラジリティ曲線，残余のリスク

## 1. 緒言

免震型原子炉建屋を対象に、地震時損傷モードの設定および確率論的な応答評価を用いた免震装置の損傷確率の算定方法を検討し、既往知見と合わせて地震フラジリティ評価の手順として提案する。併せて、PWR 型原子炉建屋を対象に免震装置の破断試験結果を取り込んだ地震フラジリティ評価例を示す。

## 2. 検討内容

地震時損傷モードは、炉心損傷に至る可能性がある損傷モードのうち建屋および免震装置に関する損傷モードとして、「上部建屋が損傷する」、「建屋が擁壁に衝突する」、「免震層が損傷する」を想定する。このうち、「免震層が損傷する」モードは、アンカーボルトを含めたペデスタル部は免震装置の破断に対して十分余裕をもって設計することが可能であることから、「免震装置の破断」＝「免震層が損傷する」と考える。

地震フラジリティ評価では、既往知見[2][3]を参考とし免震装置特性、コンクリート物性値、地盤の物性値における不確実さを考慮し、応答のばらつきを評価する。なお、建屋部分は 1 質点系に近い振動モードが支配的となるため、基本的には質点系モデルによる層単位の損傷評価が可能であると考える。また、各地震時損傷モードに対応する損傷確率は、上部建屋は耐震型建屋と同様に耐震壁のせん断ひずみ、擁壁への衝突は応答変位、免震装置の破断は図 1 に示すように免震装置の水平鉛直応答ひずみにて評価する。

PWR 型原子炉建屋を想定した応答解析モデルを用い（図 2）、上記の手法による地震フラジリティ評価を実施した結果、定義した損傷モードのうち「免震層が損傷する」モードが支配的という結果となった。

## 3. 結論

免震型原子炉建屋の地震時損傷モードを整理し、確率論的な応答評価を用いた解析的検討を行い、本手順による地震フラジリティ評価が可能であることを確認した。

本手順については、今後地震 PRA 実施基準に反映すべく提案を行う。

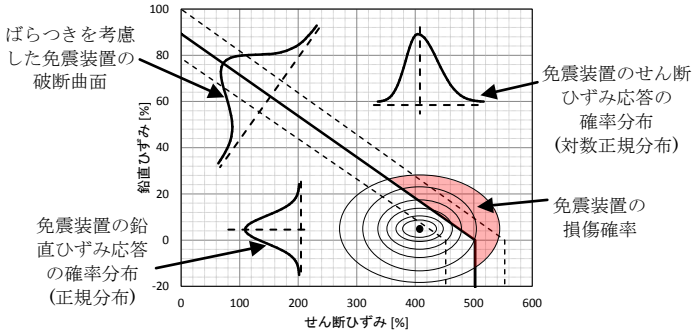



図 1　免震装置の損傷評価方法の概念

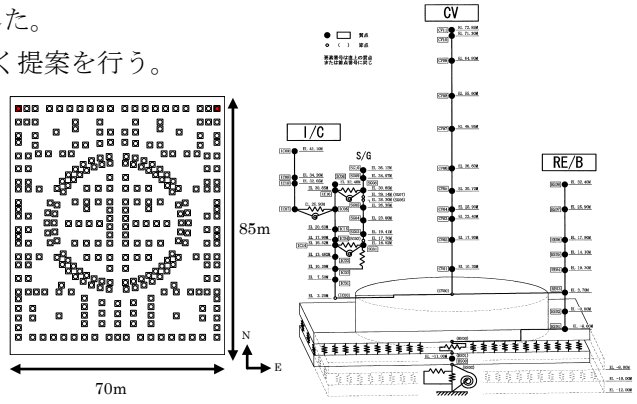



図 2　免震型原子炉建屋の地震応答解析モデル例

**参考文献**

[1] Shimizu et al., DEVELOPMENT OF EVALUATION METHOD FOR SEISMIC ISOLATION SYSTEMS OF NUCLEAR POWER FACILITIES - PROPOSAL FOR A BASE-ISOLATED DESIGN METHODOLOGY TO INSTALL NPP'S FACILITIES -, 23 SMiRT
[2] 日本原子力学会，原子力発電所の地震を起因とした確率論的地震リスク評価に関する実施基準：２０１５(AESJ-SC-P006:2015)
[3] Matsuoka et al. , "Development of an Evaluation Method for Seismic Isolation Systems (Part 1)", 13th WCSI

*Takahide Akimoto[1], Shin-ichi Yoshida[1] , Yoshitaka Takeuchi[1] , Yasuo Okochi[2] , Shinji Kosugi[3] , Kunihiko Sato[4] and Hideo Hirai[5]
[1]Obayashi Corporation., [2]Chubu Electric Power Co., Inc., [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. , [4]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [5]Toshiba Corporation

# 原子力施設の免震技術の開発
# （2）渡り配管のフラジリティ

Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant

(2) A Fragility Evaluation for Crossover Piping System

*福嶋 俊介[1]，神保 雅一[1]，大谷 章仁[2]，佐藤 邦彦[3]，原口 龍将[3]，今岡 哲男[4]，尾西 重信[5]，鈴木 優[6]

[1]㈱東芝，[2]㈱IHI，[3]三菱重工業㈱，[4]日立 GE ニュークリア・エナジー㈱，[5]中部電力㈱，
[6]MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング㈱

原子力発電所の設計では、地震に対する確率論的安全評価の実施が求められている。国内には、免震型原子力発電所は建設されていないが、耐震検討を実施し、その成立性についての目処が得られた。本研究では免震建屋と非免震建屋の間を渡る配管（渡り配管）に着目して地震時のフラジリティの評価手法について提案するものである。なお、対象とした配管は免震構造の原子炉建屋から非免震構造のタービン建屋に渡る主蒸気配管の例である。

**キーワード**：免震，渡り配管，フラジリティ曲線，疲労曲線，確率論的安全評価

## 1. 緒言

免震建屋と非免震建屋間の渡り配管のうち主蒸気配管を対象に、地震による疲労破損を損傷形態とした破損確率（フラジリティ）の算出法を提案するとともに、免震型原子力発電所のうち主蒸気配管を対象にフラジリティを算定した例を示す。

## 2. 検討内容

検討対象の渡り配管は、高温、高圧の主蒸気配管とし、従来の耐震型と異なり大きな建屋間相対変位を吸収するため垂直方向に引廻した配管ルートを想定する。地震応答解析により、最大応力発生点となるエルボ部のモーメント応答からレインフロー法及びマイナー則を適用し、検討用地震動に対する疲労損傷係数を求めた。

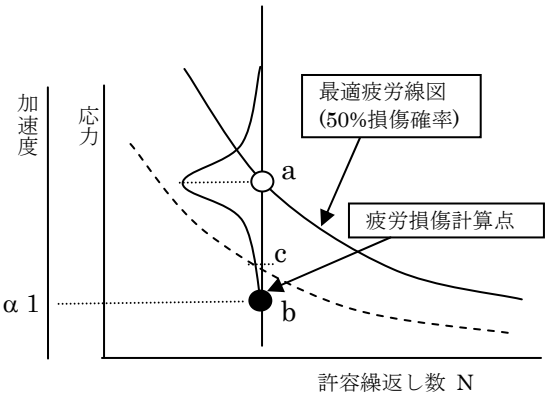



図１　渡り配管の損傷評価方法の概念

疲労損傷は応力あるいはひずみ範囲を縦軸とし、繰返し数を横軸とした図１のような疲労線図で破損限界が与えられる。破損確率が対数正規分布であると仮定し、NUPEC の最適疲労線図（実線）を中央値とし、JSME の設計疲労線図（破線）を 99%信頼下限と設定することにより、加速度レベルα１の地震動に対するｂ点の破損確率が算定でき、加速度と破損確率の関係としてフラジリティ曲線上にプロットできる。この評価手法にて、免震型原子力発電所の渡り配管のフラジリティ評価が適用可能であり、評価の結果、主蒸気配管の損傷確率は小さいことが確認できた。

## 3. 結論

免震建屋と非免震建屋間の渡り配管が疲労損傷を破損モードとする場合のフラジリティ評価手順を提案した。確率論的な疲労損傷評価を用いた検討を行い、評価手順が有効であり、免震型原子力施設の主蒸気配管の損傷確率は小さいことが確認できた。本手順は、今後地震 PRA 実施基準に反映すべく提案を行う。

### 参考文献

[1] R.Haraguchi, et al., “Development of Evaluation Method for Seismic Isolation Systems of Nuclear Facilities”, SMiRT23
[2] K.Suzuki, et al., “Seismic Proving Test of Ultimate Piping Strength,” 10th International Conference on Nuclear Engineering, 2002.

*Shunsuke Fukushima[1], Masakazu Jimbo[1], Akihito Otani[2], Kunihiko Sato[3], Ryusuke Haraguchi[3], Tetsuo Imaoka[4], Shigenobu Onishi[5], Yutaka Suzuki[6]
[1]Toshiba Corp., [2]IHI Corp., [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd, [5]Chubu Electric Power Co., Inc., [6]MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd.

# 原子力施設の免震技術の開発
# （3）免震プラントの地震 PRA の考え方について

Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant

(3) Seismic PRA for the Seismic Isolated Nuclear Power Plant

*原口 龍将[1]，尾西 重信[2]，神保 雅一[3]，今岡 哲男[4]

[1]三菱重工業㈱，[2]中部電力㈱，[3]㈱東芝，[4]日立 GE ニュークリア・エナジー㈱

原子力発電所の設計では，地震に対する確率論的安全評価の実施が求められている。国内には、免震型原子力発電所は建設されていないが、耐震検討を実施しその成立性についての目処が得られた。本研究は、免震装置・免震－非免震建屋間渡り配管及びその他の免震建屋に設置された機器のフラジリティを考慮した、免震プラントの地震 PRA 評価の体系について提案するものである。

**キーワード**：地震 PRA，免震，フラジリティ

## 1. 緒言

免震型原子力プラントを対象にレベル 1 地震 PRA の手順をまとめ、原子力学会地震 PRA 実施基準の改訂に向けた提案を行う。具体的には、地震に対する免震建屋の応答特性を考慮した機器フラジリティと、免震プラントに特有の免震装置、建屋間渡り配管を反映した炉心損傷頻度の試評価を行い、手法の体系を整理した。

## 2. 検討内容

建屋免震を導入した場合には、地震に対する建屋応答の強い非線形性を機器フラジリティ評価において考慮する必要がある。このため、入力加速度レベルごとに損傷確率を算出してプロットし，最小二乗法によって近似することでフラジリティ曲線を得る方法（現実的応答と現実的耐力による方法）の適用による評価を検討した。

地震 PRA 評価モデル（イベントツリー・フォールトツリー）の構築に当たり、免震プラント特有の条件を検討した。本研究では、免震装置が損傷した時点で建屋が損傷するものとし、結果として炉心損傷に直結すると仮定して評価モデルを構築した。

免震建屋設置機器のフラジリティに加え、免震装置[1]、渡り配管[2]のフラジリティを入力として、炉心損傷頻度の定量評価を行った。なお、地震ハザードについては既存データを使用した。得られた炉心損傷頻度は耐震型プラントよりも良好なものであるが、免震装置損傷に起因する免震プラント特有の自己シーケンスが発生することに留意する必要がある。また、更なる安全性の向上対策として、高加速度領域での損傷確率を低減させるための、免震装置損傷の影響を緩和するフェールセーフ機構の導入が考えられる。

## 3. 結論

免震型原子力プラントのレベル 1 地震 PRA の手順をまとめた。また、炉心損傷頻度定量化を行い、手順が有効であることを確認するとともに、免震型プラントのリスクの特徴を明らかにした。本手順は、免震型プラントの炉心損傷頻度を定量化する手法として新たな体系化を検討したものであり、今後地震 PRA 実施基準に反映すべく提案を行う。

### 参考文献

[1] 秋本 他,”原子力施設の免震技術の開発(1)免震装置のフラジリティ”,日本原子力学会 2016 年秋の大会,2016 年 9 月

[2] 福嶋 他,”原子力施設の免震技術の開発(2)渡り配管のフラジリティ ,日本原子力学会 2016 年秋の大会,2016 年 9 月

*Ryusuke Haraguchi[1], Shigenobu Onishi[2], Masakazu Jimbo[3] and Tetsuo Imaoka[4]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]Chubu Electric Power Co., Inc., [3]Toshiba Corporation, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [3H01-05] Risk Evaluation on Reprocessing Plant 2

Chair: Mitsuhiro Takanashi (NRA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [3H01] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(4)Hydrogen explosion experiment of simulated small annular vessel

*Takashi Kobayashi[1], Takeshi Mikami[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yosikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited)

---

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [3H02] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(5)Combustion analysis and structural analysis of simulated small annular vessel

*Wenbin Dai[1], Yoshinori Hirashima[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited)

---

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [3H03] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(6)Hydrogen explosion experiment of simulated small plate vessel

*Takeshi Mikami[1], Takashi Kobayashi[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited Corporation)

---

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [3H04] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(7)Combustion analysis and structural analysis of simulated small plate vessel

*Yoshinori Hirashima[1], Wenbin Dai[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited)

---

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

### [3H05] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(8)Comparison with numerical analysis and experiment of small scale vessels

*Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Ootake[1], Tatsuya Kudou[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1.Japan Nuclear Fuel Limited, 2.Mitsubishi Material Corporation)

---

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# 再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
# （4）小型環状槽の爆発試験

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(4) Hydrogen explosion experiment of simulated small annular vessel

*小林 卓志[1]，三上 剛史[2]，境原 基浩[1]，兼平 修[1]，
玉内 義一[2]，中野 正直[2]，坂上 直哉[2]，大竹 弘平[2]，工藤 達矢[2]，荒井 宣之[2]
[1]三菱マテリアル(株)，[2]日本原燃(株)

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・実験を実施している。代表機器の一つの小型環状槽について、水素爆発試験の結果を報告する。

**キーワード：**水素爆発試験，小型環状槽，六ヶ所再処理工場

## 1. 緒言

小型環状槽において水素爆発試験を実施し、水素爆発の影響を確認した。小型環状槽は内部構造物の異なる 3 ケースを製作し、内部構造物の過密による違いもあわせて確認した。

## 2. 実験

### 2-1. 試験装置

試験装置概略を図 1 に示す。試験装置は TBP 洗浄塔を模擬した小型環状槽、バッファチューブ、気相部を模擬した配管から構成される。

### 2-2. 試験条件

既報[1]と同じく、放電型の着火装置を使用し、測定対象は圧力、光、ひずみとした。水素濃度は 30vol%、着火位置は小型環状槽の気相部とした。

## 3. 結果

圧力、ひずみともに内部構造物による大きな違いは確認されなかった。圧力時間変化例を図 2 に示す。小型環状槽の最大圧力 0.5MPa に対して小型環状槽とバッファチューブを接続する配管（接続配管）では 3.0MPa まで上昇しており、爆轟に遷移したと考えられる。しかし、最大ひずみは弾性域であり、容器の健全性が保たれていることを確認した。

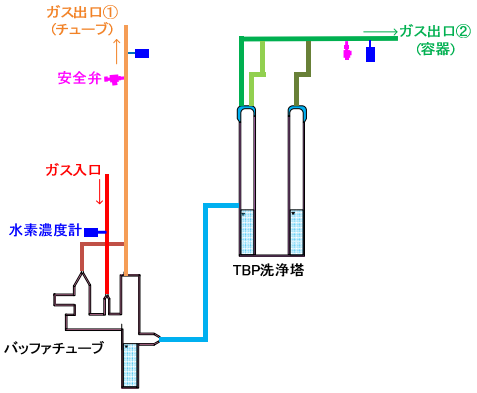



図 1　試験装置概略

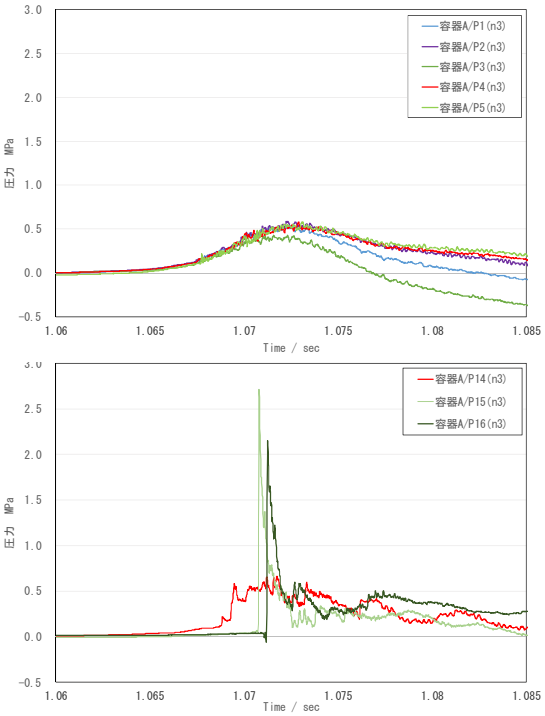



図 2　圧力時間経時変化

上：小型環状槽/下：接続配管（模擬容器 A）

**参考文献**

[1] 柴原他，日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集　3P15 (2016)

*Takashi Kobayashi[1], Takeshi Mikami[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2] and Nobuyuki Arai[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

# 再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
# （5）小型環状槽の燃焼解析、構造解析

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(5) Combustion analysis and structural analysis of simulated small annular vessel

*戴文斌[1]、平島好規[1]、境原基浩[1]、兼平修[1]
玉内義一[2]、中野正直[2]、坂上直哉[2]、大竹弘平[2]、工藤達矢[2]、荒井宣之[2]
[1]三菱マテリアル㈱、[2]日本原燃㈱

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・実験を実施している。代表機器の一つの小型環状槽について、燃焼解析および構造解析の結果を報告する。

**キーワード：**水素爆発、小型環状槽、燃焼解析、構造解析、六ヶ所再処理工場

## 1. 緒言

機器内の障害物の影響を考慮した燃焼挙動の調査の一環として、小型環状槽を模擬した爆発試験と同条件で解析を実施した。結果概要について報告する。

## 2. 解析

### 2-1. 解析モデル

環状槽内障害物の疎密の異なる 3 種類の模擬容器を対象にし、爆発試験と同様の寸法、内部障害物をモデル化した。解析モデルの 1 例を図 1 に示す。

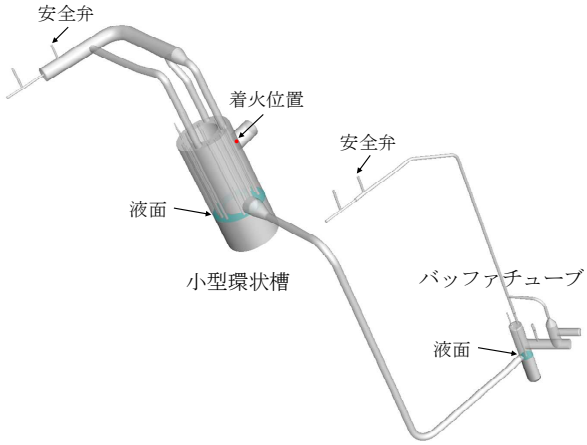



図 1. 燃焼解析モデル図

### 2-2. 解析条件

燃焼解析には、ANSYS Fluent を用いた。環状槽やバッファチューブの気相部および接続配管内の水素濃度は 30vol%均一とした。着火位置は図 1 に示したとおりである。環状槽、バッファチューブおよび配管の壁面は断熱として扱い、環状槽内溶液の流動性、圧縮性を考慮した。構造解析には、MSC/NASTRAN を用いた。燃焼解析で得られた圧力最大値を静的に環状槽に作用させ、発生応力が弾性範囲内かを確認した。

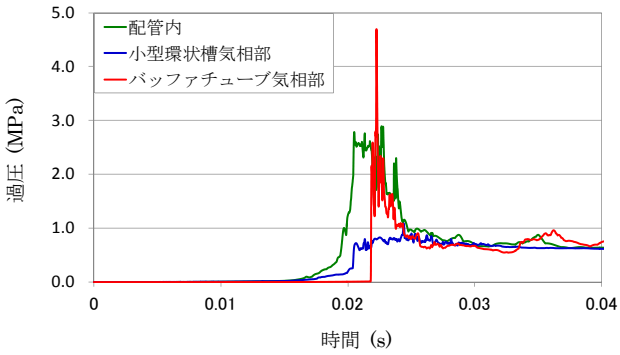



図 2. 各領域の最大圧力の時刻歴

## 3. 結果と考察

燃焼解析により得られた各領域の最大圧力の時刻歴の 1 例を図 2 に示す。環状槽と比べて、配管およびバッファチューブ内では高い圧力が得られた。構造解析においては、環状槽外胴においての発生応力は最大で 181MPa であり、降伏点である 205MPa には達しないことが確認できた。

---

*Wenbin Dai[1], Yoshinori Hirashima[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1],
Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

# 再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
# (6)小型板状槽の爆発試験

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(6) Hydrogen explosion experiment of simulated small plate vessel

*三上 剛史[1]，小林 卓志[1]，境原 基浩[1]，兼平 修[1]，
玉内 義一[2]，中野 正直[2]，坂上 直哉[2]，大竹 弘平[2]，工藤 達矢[2]，荒井 宣之[2]
[1]三菱マテリアル(株)，[2]日本原燃(株)

六ケ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・実験を実施している。代表機器の一つの小型板状槽について、水素爆発試験の結果を報告する。

**キーワード**：水素爆発試験、小型板状槽、六ヶ所再処理工場

## 1. 緒言

小型板状槽において水素爆発試験を実施し、水素爆発の影響を確認した。小型板状槽は内部構造物の異なる 3 ケース（模擬容器 A:オリフィス+ノズル、模擬容器 B:ノズル、模擬容器 C:無し）を製作し、内部構造物が燃焼に与える影響についても確認した。

## 2. 実験

### 2-1. 試験装置

模擬容器 A の概略を図 1 に示す。試験装置は補助油水分離槽を模擬した小型板状槽、気相部を模擬した配管から構成される。

### 2-2. 試験条件

既報[1]と同じく放電型の着火装置（位置は図 1 参照）を使用し、測定対象は圧力、光、ひずみとした。水素濃度は 30vol%とした。

## 3. 結果

圧力時間変化例を図 2 に示す。小型板状槽では、模擬容器 A の容器内最大圧力は 2.9MPa 程度に対して、模擬容器 C の容器内最大圧力は 0.5MPa 程度であった。模擬容器 A は内部構造物があることで、ジェット着火現象が起き、燃焼が爆轟に遷移したことが考えられた。なお、両容器ともに気相配管部では爆轟に遷移していることが確認できた。ただし、いずれの容器でも最大ひずみは弾性域であり、容器の健全性が保たれていることを確認した。

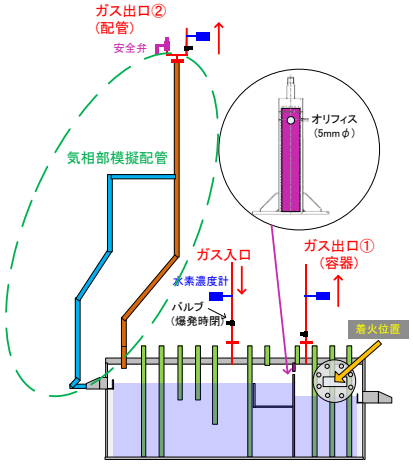



図 1　模擬容器 A の概略

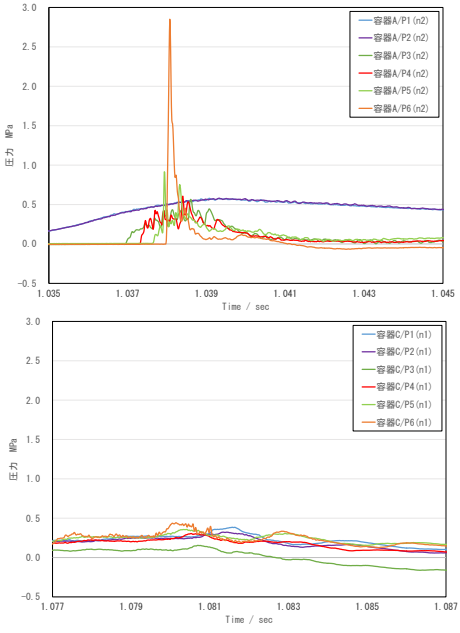



図 2　圧力時間経時変化
上：模擬容器 A　下：模擬容器 C

**参考文献**

[1] 柴原他，日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集　3P15 (2016)

*Takeshi Mikami[1], Takashi Kobayashi[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1],
Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2] and Nobuyuki Arai[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

# 再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
# （7）小型板状槽の燃焼解析、構造解析

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(7) Combustion analysis and structural analysis of simulated small plate vessel

*平島好規[1]、戴文斌[1]、境原基浩[1]、兼平修[1]
玉内義一[2]、中野正直[2]、坂上直哉[2]、大竹弘平[2]、工藤達矢[2]、荒井宣之[2]
[1]三菱マテリアル㈱、[2]日本原燃㈱

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・実験を実施している。代表機器の一つの小型板状槽について、燃焼解析および構造解析の結果を報告する。

**キーワード：**水素爆発、小型板状槽、燃焼解析、構造解析、六ヶ所再処理工場

## 1. 緒言

機器内の障害物の影響を考慮した燃焼挙動の調査の一環として、小型板状槽を模擬した爆発試験と同条件で解析を実施した。結果概要について報告する。

## 2. 解析

### 2-1. 解析モデル

板状槽内障害物の疎密の異なる 3 種類の模擬容器を対象にし、爆発試験と同様の寸法、内部障害物をモデル化した。解析モデルの 1 例を図 1 に示す。

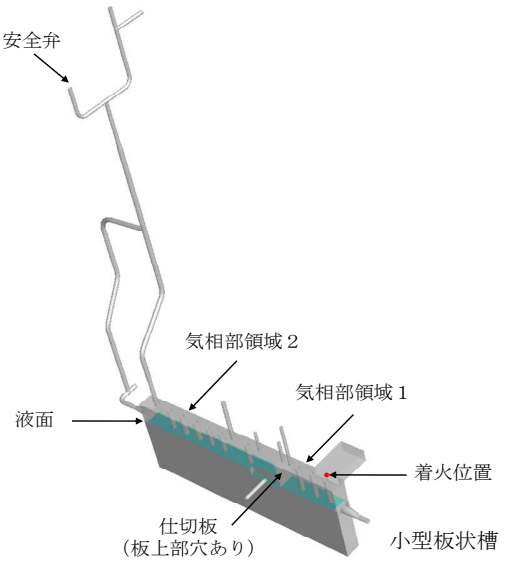



図 1. 燃焼解析モデル図

### 2-2. 解析条件

燃焼解析には、ANSYS Fluent を用いた。板状槽の気相部および接続配管内の水素濃度は 30vol%均一とした。着火位置は図 1 に示したとおりである。板状槽および配管の壁面は断熱として扱い、板状槽内溶液の流動性、圧縮性を考慮した。構造解析には、LS-DYNA を用いた。燃焼解析で得られた圧力時刻歴データを板状槽および配管壁面に作用させ、相当応力が弾性範囲内かを確認した。

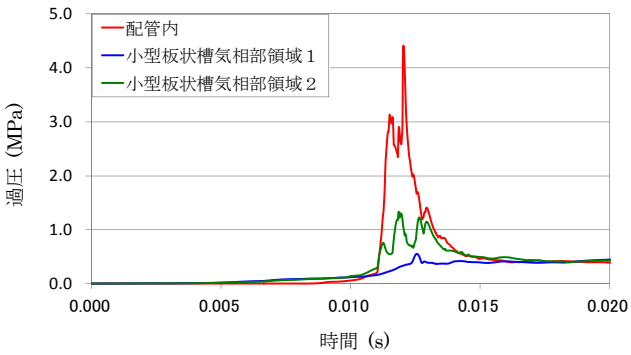



図 2. 各領域の最大圧力の時刻歴

## 3. 結果と考察

燃焼解析により得られた各領域の最大圧力の時刻歴の 1 例を図 2 に示す。板状槽と比べて、配管内では高い圧力が得られた。構造解析においては、板状槽生じる相当応力は最大で降伏点である 205MPa に達したが、ひずみは 0.026 と非常に小さく、破断ひずみ(0.4)には至らないことが確認できた。

* Yoshinori Hirashima[1], Wenbin Dai[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1],
Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

# 再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査 （8）小型容器の試験と解析の比較

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(8) Comparison with numerical analysis and experiment of small scale vessels

*玉内義一[1]、中野正直[1]、坂上直哉[1]、大竹弘平[1]、工藤達矢[1]、荒井宣之[1]
戴文斌[2]、境原基浩[2]、兼平修[2]
[1]日本原燃㈱、[2]三菱マテリアル㈱

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・実験を実施している。本報告では、小型容器試験と解析結果を比較し考察する。

**キーワード：**水素爆発、爆発試験、燃焼解析、構造解析、六ヶ所再処理工場

## 1. 緒言

機器内の障害物の影響を考慮した燃焼挙動の調査の一環として、小型容器を模擬した爆発試験と同条件で解析を実施した。結果概要について報告する。

## 2. 解析と実験の比較

### 2-1. 圧力の比較

比較の一例として板状槽を取り上げる。模擬容器Ａは実機をベースとした容器である。模擬容器Ｂは実機からオリフィスを取り除いた構造であり、他の配管等は同様の構造である。模擬容器Ｃは内部構造物無しとした容器である。容器の概要図を図１に、貯槽領域の圧力の最大値の比較を表１に示す。試験と解析ではおおよそ傾向は合致している。一部、試験の発生圧力が高い理由は、着火源の電気アークの形、昇温過程を解析では模擬できず、圧力に差が生じること、衝撃波の伝播速度の差等が影響していると考えられる。

表１．圧力の比較

| 小型板状槽 | | 試験(MPa) | 解析(MPa) |
|---|---|---|---|
| 模擬容器Ａ | 領域１ | 約 0.6 | 約 0.6 |
| | 領域２ | 約 2.7 | 約 1.3 |
| 模擬容器Ｂ | 領域１ | 約 0.8 | 約 0.6 |
| | 領域２ | 約 2.5 | 約 2.4 |
| 模擬容器Ｃ | 領域１ | 約 0.4 | 約 1.0 |
| | 領域２ | 約 0.5 | 約 0.7 |

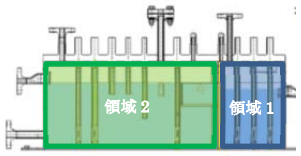



図 1. 容器の概要図

### 2-2. 機器の健全性

試験においては、いずれの容器においてもひずみは弾性領域にとどまり、閉じ込め機能が損なわれることは無かった。解析においては、瞬間的に降伏応力を超える結果となったが、閉じ込め機能に影響することは無い結果となった。本結果から、解析の妥当性を確認することが出来た。

## 3. 結論

水素/空気当量比の気体による小型容器水素爆発試験および解析の結果を比較したところ、水素爆発時の圧力等をほぼ再現できることを確認した。また、爆轟が発生したとしても、機器の閉じ込め機能は確保できることを確認した。

---

*Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Ootake[1], Tatsuya Kudou[1], Nobuyuki Arai[1]
Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2],
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]Mitsubishi Materials Corporation

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Fri. Sep 9, 2016 10:50 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [3H06-09] Development of Test Facility and Technology

Chair: Kenji Kamiyama (JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

### [3H06] Development of plasma heating technology for simulation of LWR severe accident behavior

(1)Objectives and JFY2014 Outcomes

*Ikken Sato[1], Yuta Abe[1], Toshio Nakagiri[1], Yuji Nagae[1], Akihiro Ishimi[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

### [3H07] Development of plasma heating technology for simulation of LWR severe accident behavior

(2)JFY2015 Outcomes and summary

*Yuta Abe[1], Ikken Sato[1], Toshio Nakagiri[1], Yuji Nagae[1], Akihiro Ishimi[1] (1.JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

### [3H08] Development of evaluation system for viscosity coefficient and surface tension with laser-induced capillary wave

Toward analyzing fluid properties of molten fuel

*Masanari Kuroiwa[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] (1.Kyushu University Faculty of Engineering)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

### [3H09] Development of fuel degradation and relocation test equipment under severe accident

(2)Degradation behavior of test bundle in steam environments at high temperature

*Kinya Nakamura[1], Takanari Ogata[1], Shigeru Kurematsu[2], Toshiya Kido[2], Masaki Kurata[3] (1.CRIEPI, 2.NDC, 3.JAEA)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# 軽水炉シビアアクシデント挙動模擬のためのプラズマ加熱試験技術の開発
## (1) 目的と H25 年度の成果

Development of plasma heating technology for simulation of LWR severe accident behavior
(1) Objectives and JFY2014 Outcomes

*佐藤 一憲[1], 阿部 雄太[1], 中桐 俊男[1], 永江 勇二[1], 石見 明洋[1]
[1]国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

原子力機構では福島第一原発事故時の事象推移解明に向けて、非移行型プラズマ加熱を用いた BWR シビアアクシデント時の炉心物質の下部プレナムへの移行挙動(CMR)に着目した試験の実施を検討している。非移行型プラズマ加熱は酸化物燃料が溶融するような高温条件の達成や連続的な加熱の実現性の観点で有望であるが、シビアアクシデントの実験研究分野への適用例はなく、その適用性を確認して試験技術を確立する必要があった。そこで機構では H26 年度に模擬燃料ロッドを主体とした小規模試験体(縦横約 10cm×高さ約 20cm)をプラズマトーチで加熱する予備試験(Phase I)を行い、燃料の一部溶融を確認して本プラズマ加熱の基本的な適用性を確認した。

**キーワード:シビアアクシデント、非移行型プラズマ加熱、炉心物質移行挙動(CMR)、福島第一原子力発電事故**

**１．緒言** 福島第一原発（1F）事故においては、BWR 特有の炉心や支持構造の特徴などから、TMI-2 事故に代表される燃料溶融プール形成型の事故進展とは異なっている可能性がある。即ち、EPRI による Crosswalk study[1]における指摘のように、BWR 炉心では制御棒とチャネルボックスの先行溶融移動が生じる可能性があり、その結果として高温化した炉心がマクロなガス透過性を有する可能性がある。ガス透過性が有意な場合、炉心を透過するガスが炉心冷却に寄与して溶融プール形成を遅らせるか、あるいは防止している可能性がある（図１参照)。このような①高温化炉心のマクロなガス透過性、②高温化炉心物質の制御棒スペースを通じた下方への落下と支持構造の加熱、③炉心支持構造破損のモードと破損条件、及び④支持構造破損時の炉心燃料スランピング（下部プレナムへの落下）経路と落下挙動については BWR 体系での試験データがなく、1F 事故進展を評価する上での大きな不確かさ要因となっている。そこで本研究では、BWR 体系の試験体を非移行型プラズマトーチによって事故時に想定される高温条件まで加熱し、不確かさを低減するための試験技術を確立することとした。

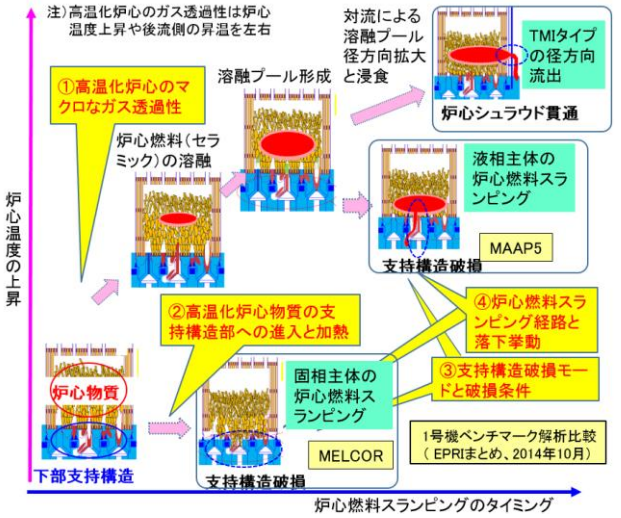



図１ BWR 特有の事故進展シナリオの不確かさ

**２．小規模試験体の加熱試験** H26 年度は模擬燃料ペレット(ZrO2)を Zr 合金製被覆管に装荷した高さ 20cm の燃料ロッド 25 本からなる小規模試験体を製作し、Ar ガス雰囲気を基本とした小規模試験体加熱試験（Phase I）を実施した。結果の例を図 2 に示すが、プラズマ出力最大 95kW までの連続加熱によって被覆管及び模擬燃料ペレットの一部溶融を確認した。

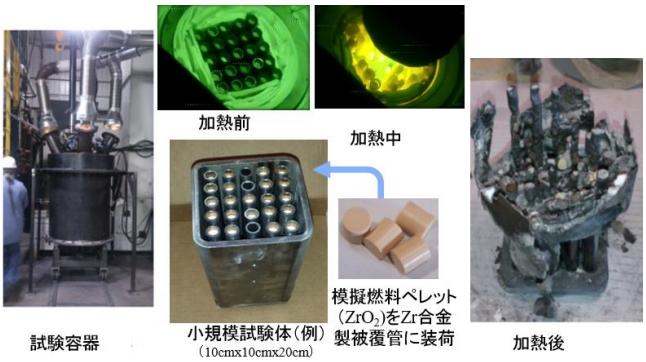



図2 小規模試験体を用いた予備加熱試験

**３．結言** BWR 特有の事故進展シナリオの不確かさを低減するための試験技術として非移行型プラズマ加熱を選定すると共に、Phase I 試験によって燃料の一部溶融を確認し、SA 研究分野への基本的な適用性を確認した。

**参考文献** [1]EPRI, “MAAP-MELCOR Crosswalk – Phase 1 study”, (2014)

* Ikken Sato[1] , Yuta Abe[1], Toshio Nakagiri [1], Yuji Nagae[1] and Akihiro Ishimi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency(JAEA).

# 軽水炉シビアアクシデント挙動模擬のためのプラズマ加熱試験技術の開発 (２)H27 年度の成果とまとめ

Development of plasma heating technology for simulation of LWR severe accident behavior
(2) Outcomes of JFY2015

*阿部 雄太[1], 佐藤 一憲[1], 中桐 俊男[1], 永江 勇二[1], 石見 明洋[1]
[1]国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構

原子力機構では､模擬燃料集合体のプラズマ加熱試験で使用を予定している非移行型プラズマトーチ加熱の適用性を確認するため、BWR 炉心の基本構成要素（燃料ロッド、チャネルボックス、制御棒ブレード、下部支持構造）からなる中規模試験体を製作し、加熱時の試験体内温度分布等を確認する試験(Phase II)を実施した。また、小規模試験体加熱試験(Phase I)で用いた試験体の X 線 CT による撮像及び溶融物の元素分析を実施した。これらにより試験・分析技術の適用性を確認した。

**キーワード:シビアアクシデント、非移行型プラズマ加熱、炉心物質移行挙動(CMR)、福島第一原子力発電事故**

## １．緒言

原子力機構では、BWR シビアアクシデント事故時に制御棒及び燃料ロッドが溶融・流下し、炉心支持板を含む下部支持構造部が破損する挙動を調査するため、模擬燃料集合体のプラズマ加熱試験を計画している。本研究では、非移行型プラズマトーチによる加熱技術及び加熱後試験体の分析技術の適用性を確認するため、小規模試験体加熱試験(Phase I)[1]及び中規模試験体加熱試験(Phase II)を実施した。本報では、Phase II 試験で得られた軸方向温度分布、Phase I 試験体の X 線 CT 撮像及び元素分析の結果について報告する。

## ２．中規模試験体加熱試験(Phase II)での試験体内温度分布

BWR 炉心の基本的な構成要素（燃料ロッド、チャネルボックス、制御棒ブレード、下部支持構造）からなる中規模試験体を、酸素濃度数%以下の雰囲気下で上部から非移行型プラズマで加熱する試験を実施し、実機事故時に想定される 2,000K/m 以上の非常に大きな軸方向温度分布を得られることを確認した(図 1)。一方で低酸素濃度下では電極の劣化のために加熱状態が不安定となったが､電極材料の変更により解決可能であることを別途確認した｡H28 年度中に同規模の試験体を用いた低酸素環境下試験(Phase III)を実施し、溶融物の移行挙動等の調査を実施する予定である。

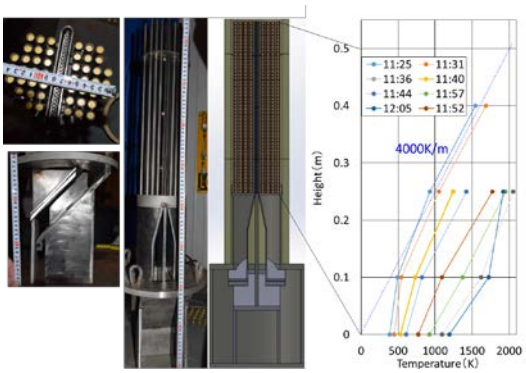



図 1　中規模試験体及び加熱時軸方向温度分布

## ３．小規模試験体(Phase I)の X 線 CT 撮像及び元素分析

加熱後の試験体内部の状態を非破壊で観察するため X 線 CT による撮像を実施した。また、試験体上部に形成されたプール状固化物や流下した金属状固化物のEPMAやEDXによる元素分析を実施した。図 2 に X 線 CT による縦断面像(左図)及び EPMA による酸素濃度分布(右図)を示す。これらから、低温であった未溶融ジルコニアペレット間の溶融物は酸素濃度が非常に少なく、ほぼ金属成分から構成されていることがわかる。これは低融点の金属系溶融物が凝固せずに低温部まで到達したためと考えられる。一方、プール状固化物の上部に残るジルコニアペレットの表面は浸食されており、EDX の結果によるとプール状固化物の上部は比較的酸素濃度が高く、ジルコニアペレットの一部は溶融していることが確認できた。

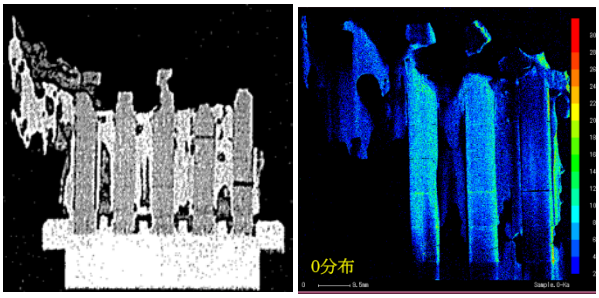



図 2　Phase I 試験体の X 線 CT 像（左図）及び EPMA による酸素濃度分布（右図）

## ４．結言

原子力機構で計画している模擬燃料集合体加熱試験で使用を予定している非移行型プラズマによる加熱技術、X 線 CT による撮像技術及び EPMA による元素分析技術等の試験・分析技術の適用性を確認し、試験実施の見通しを得た。

## 参考文献

[1] Abe, Y. et al., ICONE24-60249, (2015)

*Yuta Abe[1], Ikken Sato[1] , Toshio Nakagiri [1], Yuji Nagae[1] and Akihiro Ishimi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency(JAEA).

# レーザー誘起表面波を用いた粘性係数及び表面張力測定装置の開発
## - 溶融燃料の物性評価に向けて -

Development of evaluation system for viscosity coefficient and surface tension with laser-induced capillary wave
-Toward analyzing fluid properties of molten fuel-

*黒岩 真成，有馬 立身，出光 一哉，稲垣 八穂広
九州大学大学院工学府

本研究では、レーザーを用いた 2 光束干渉により表面波を生じさせ、その減衰振動挙動から液体の粘性係数と表面張力を導くという手法を開発した。 今回は試料として常温の液体を用いて測定手法の有効性を検証した。

**キーワード：**粘性係数，表面張力，溶融燃料，表面波

### 1. 緒言

原子炉過酷事故の解析には液体状態の材料の物性が必要となる。そこで本研究では、従来のねじれ振動法に代わる方法として[1]、非接触で粘性率・表面張力を測定可能とするレーザー誘起表面波法に着目し[2,3]、装置システムの開発を目的とした。

### 2. レーザー誘起表面波（LiCW: Laser-induced Capillary Wave）法

LiCW 法とは､液体表面をレーザー光の干渉により空間的に周期的に加熱することで表面波を生じさせ、その減衰挙動を解析することで粘性率と表面張力を導く方法である。測定装置の概略を図 1 に示す。Nd:YAG レーザーからのパルス光は、ビームスプリッタにより 2 光束に分割され、その後ミラーによって試料表面で干渉するよう照射される。He-Ne レーザーからの観察光は、試料加熱部に照射され、表面波からの 1 次回折光は、Si アバランシェフォトディテクタに導かれる。検知した信号はデジタルオシロスコープに取り込まれ、PC で記録と解析を行う。

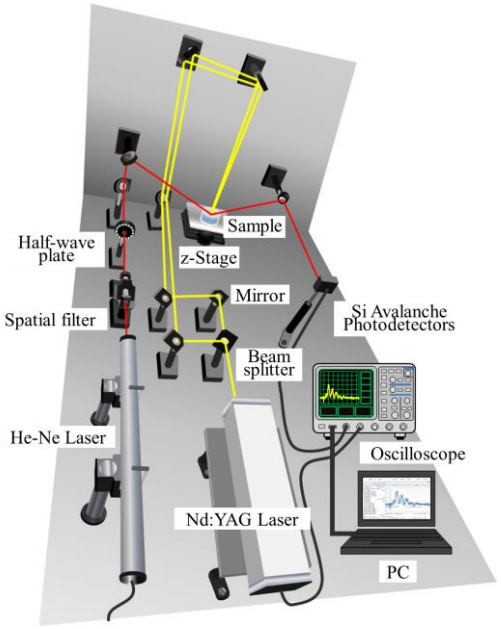



**図 1. LiCW 法を用いた測定装置**

### 3. 結果

測定には純水、トルエン、粘性率の標準液（JS2.5、JS5、JS10）を用いた。純水に対して検出された波形の結果を図 2 に示す。各試料に対する波形を比較すると、粘性率の低いものほど振幅の減衰は小さく、信号の波の数は増加した。

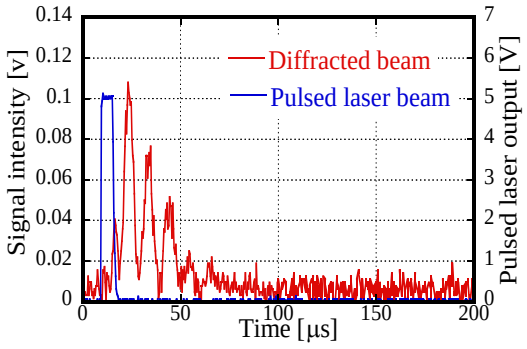



**図 2. 純水から得られた信号波形**

### 参考文献

[1] H.C. Tsai, D.R. Olander, Journal of Nuclear Materials 44 (1972) 83.
[2] K. Yasumoto, N. Hirota and M. Terazima, Physical Review B **60** (1999) 9100.
[3] 滝口広樹，長坂雄次：日本機械学会論文集(B 編), **79** (2013) 209.

*Masanari Kuroiwa, Tatsumi Arima , Kazuya Idemitsu and Yaohiro Inagaki
Faculty of Engineering, Kyushu University

# シビアアクシデント時燃料棒･制御棒の破損･溶融試験装置の開発
## (2) 高温水蒸気雰囲気における燃料バンドル試験体の破損・溶融試験

Development of core degradation and relocation test equipment under severe accident

(2) Degradation behavior of test bundle in steam environments at high temperature

*中村勤也[1]　尾形孝成[1]　樽松　繁[2]　木戸 俊哉[2]　倉田正輝[3]

[1]電力中央研究所、[2]ニュークリア・デベロップメント　[3]日本原子力研究開発機構

軽水炉 LOCA 時の初期過程を模擬した 1800℃以上までの高温水蒸気雰囲気で、蒸気流束や昇温速度を変えた燃料バンドル試験体の破損・溶融試験を行った。その結果、Zr-O 液相のリロケーション／流路閉塞、$ZrO_2$ 酸化膜によるリロケーションの抑制、SS 被覆 FeB と Zry-4 の高温水蒸気反応等、特徴的な現象を観測した。

**キーワード**：燃料棒、制御棒、燃料破損、シビアアクシデント、ジルカロイ酸化

### 1. 緒言

シビアアクシデント(SA)時における、炉心の破損・溶融挙動の理解の深化および SA 解析モデルの検証または高度化に資するため、軽水炉 LOCA 時の初期過程を模擬した高温水蒸気雰囲気で燃料バンドル試験体の破損・溶融の素過程を解明する必要がある。前報[*1]では、SA 時の RPV 内化学状態を再現する試験装置 DEGREE を開発した結果について報告した。

### 2. 試験条件

Zry-4 被覆 $ZrO_2$ 模擬燃料棒（W 棒内装）を用いて、加熱部の高さ約 200mm の 3×3 燃料バンドル試験体を構成した。蒸気流束(0-38 mg/cm$^2$/s)や昇温速度(0.3-3.0 K/s) を試験パラメータにした。高周波電源の出力を制御し、蒸気-Ar 混合気流中で、中心燃料棒の被覆管表面温度が 1800℃以上に達するまで加熱したのち、大量の Ar ガスを導入して冷却した(D-H27-01～ -04)。温度（熱電対、放射温度計）、圧力、発生ガス量(GC、QMS)等をオンライン測定するとともに、試験体の高温可視化像を取得した。また、Zry-4 板で覆った SS 被覆 FeB 模擬制御棒を試験体の中心に配置した破損・溶融試験も実施した(D-H27-05)。

### 3. 試験結果

破損・溶融試験結果の概要を図 1 に示す。蒸気欠乏条件では、液相(α-Zr(O)-$ZrO_{2-x}$ 共晶)のリロケーション／流路閉塞が顕著に観測されるとともに、上部の試験体表面では金属光沢が認められた。これは、短尺試験体の下方で生じた Zry の水蒸気反応により、上部では水蒸気が枯渇し、逆に水素による還元雰囲気に変化したことが示唆された。蒸気潤沢条件では、$ZrO_2$ 酸化膜の形成によりリロケーションが抑制されるものの、バンドル内側で被覆管が大きく縦割れし、液相(α-Zr(O)-$ZrO_{2-x}$ 共晶)のリロケーション／流路閉塞を生じた。$B_4C$ と SS の反応生成物を模擬した FeB は、SS、Zry-4 および蒸気と相互作用してリロケーションし、$(Fe,Cr)_2B$、$(Fe,Cr)_3BO_5$ および $ZrB_2$ を形成した。ホウ素を含む蒸気種は、検出されなかった。

| | 燃料バンドル試験（Zry-4被覆$ZrO_2$中空ペレット） | | | | | SS被覆FeB棒 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 試験番号 | D-H27-01 | D-H27-02 | D-H27-04 | D-H27-03 | D-H26-01 | D-H27-05 |
| 蒸気流束(mg/cm²/s) | 0 | 0.4 | 37 | 38 | 35 | 30 |
| 昇温速度(K/s) | 3.0 | 3.0 | 2.0 | 2.7 | 0.3 | 2.0 |
| 冷却速度(K/s @1600℃) | 2.8 | 3.2 | 2.3 | 2.8 | 0.2 | 2.6 |
| 最高到達温度(℃) | 1858 | 2054 | 2008 | 1988 | 1700 | 1810 |
| 試験体の外観 | | | | | | |




図 1　破損・溶融試験結果の概要

本研究は、資源エネルギー庁平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化）の成果の一部である。

※1 中村ら、2016 年春の年会、2G05.

*Kinya NAKAMURA[1]、 Takanari OGATA[1]、 Shigeru KUREMATSU[2]、 Toshiya KIDO[2]、 Masaki KURATA[3] [1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)、 [2]Nuclear Development Co. (NDC)、 [3]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Planning Lecture | Board and Committee：福島特別プロジェクト

Fri. Sep 9, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [PL3H] Opnion by Fukushima Special Project Toward promotion of return home and reconstruction in Fukushima

Chair: Harukuni Tanaka (JNFL)

[PL3H01] Effort of Fukushima Special Project

*Reiko Fujita[1] (1.JST)

---

[PL3H02] Today and the future of agriculture in Fukushima fighting against harmful rumor caused by the nuclear accident

*Takashi Kanno[1] (1.JA Fukushima Mirai)

---

[PL3H03] Opnion by Fukushima Special Project

*Takeshi Iimoto[1] (1.Univ. of Tokyo)

福島特別プロジェクトセッション
「福島特別プロジェクトからの見解―福島の帰還・復興を進めるために―」

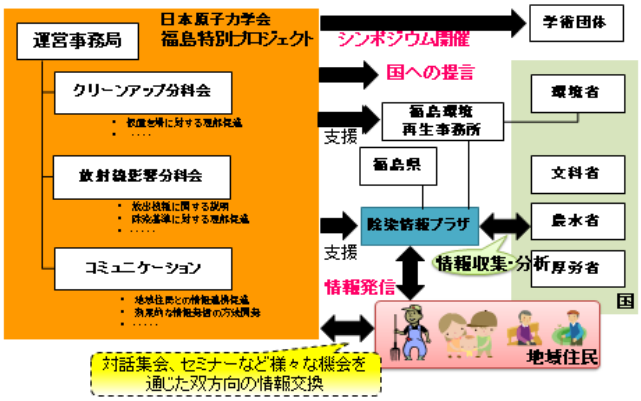
# （1）福島特別プロジェクトのこれまでの取組

（1）Activities on Fukushima Special Project

*藤田　玲子[1]
[1]日本原子力学会福島特別プロジェクト[1]

日本原子力学会は 2012 年 6 月に福島の住民の方々に寄り沿う活動をするために、理事会に直結する組織として“福島特別プロジェクト”を設立した。福島特別プロジェクトは福島の住民の方々が少しでも早く現状復帰できるように住民の方々と国や環境省との間のインターフェースの役割をすることを目的とした。

これまでの活動は2011年から2012年にかけては「原子力安全」調査専門委員会の下で「クリーンアップ分科会」として①モニタリングおよび環境修復に関する提言、②除染技術カタログの作成、③除去土壌の仮置き場の開設、④除染・処分コストの評価、⑤水田における修復技術の実証（南相馬市における稲作試験に継続）などを実施し、福島県庁や市町村役場とのコミュニケーション活動を実践してきた。




福島特別プロジェクト設立後、現在まで引き続き実施している活動としては以下である。

1. 住民の方々への情報提供
   H24 年 5 月から「除染推進に向けた対話フォーラム」を 5 回実施し、講師やパネリストとして参加。その後は相談コーナーの相談員などとして参加。
2. 福島県におけるシンポジウム
   H24 年 5 月 13 日（コラッセふくしま）を皮切りに今年 7 月 23 日（いわき産業創造館）まで年 2 回、計 10 回実施。
3. 除染推進活動
   伊達市や南相馬市、川内村役所に定期的に訪問し、課題について討議、アドバイスしたり、意向や情報を福島県や環境省福島再生事務所に伝えるなどインターフェースの役割を実践。
4. 除染情報プラザへの専門家派遣
   環境省福島再生事務所と福島県が運営する“除染情報プラザ”に開館した 2012 年 1 月から毎週末および祝日に専門家を派遣。本年 5 月末までにのべ約 590 名が駐在し、アドバイスなど実施。
5. 南相馬市における稲作試験
   2014 年から今年も引き続き、水田で稲作試験を実施。Cs の移行挙動や施肥やゼオライト散布の影響などを実データ取得に努めている。GLOBAL など国際会議でも論文発表。

*Reiko Fujita[1]
[1]The Special Project for Fukushima of AESJ

福島特別プロジェクトセッション
「福島特別プロジェクトからの見解―福島の帰還・復興を進めるために―」

# （2）原子力事故による風評と闘う福島の農業の今・そして未来

(2) Today and the future of agriculture in Fukushima fighting against harmful rumor caused by the nuclear accident

菅野孝志[1]
[1]JA ふくしま未来

福島は桃、梨などの果物、キュウリ、トマトなどの野菜、米、花卉などの栽培が盛んで、様々な農産品が全国の上位を占める農業県である。河川の清流や日本酒の品質などでも全国一となるなど「うつくしま福島」を名乗っている。2011 年 3 月東日本大震災とともに福島第一原発の事故が発生して県内には大きな混乱が起きたが、中通りの農業協同組合では「心配せずに作物作りに専念しよう」とラジオで呼びかけ、一方避難して来た方々へのお握りの炊き出しを行いその数が 10 万個を超える支援を行った。

しかしその時から県内農業関係者にとって大変な苦難が始まり、その闘いは今日も続いている。避難区域で農業が営めないことは勿論、避難の必要は無いとされる地域でも出荷制限がかかり、土壌や果樹に対する放射能除染という経験したことの無い作業を行うこととなった。震災は天候の変化をもたらした訳ではなかったので、近年に無い農産品の出来映えにもかかわらず出荷できない低価格には涙の出る無念さがあった。

農業協同組合は 2011 年の内にウクライナ・ベラルーシに調査団を派遣し、旧ソ連のチェルノブイリ原発事故の影響にどのように立ち向かっているか、現地の農業関係者から経験談を聞き多くの知見を得た。

福島県では現在でも、出荷する米の 1,000 万俵以上に及ぶ全袋汚染検査を行ない、野菜・果物も全品目全品種について汚染の調査を続けている。事故発生の 4 年目から米は出荷制限値を超えるものは無くなり、99.99%が測定下限値未満である。また、桃・梨・キュウリ・トマトなどの果物・野菜は既に事故発生の 2 年後には 100%が測定下限値未満である。これらの検査実績はインターネットなどを通じて逐一公表し、農業協同組合自身も様々な広報・販売活動を行っている。

にもかかわらず、福島県産の農産品の単価は全国平均と比べて低迷し、出荷額は震災前に程遠い状態にある。出荷量は震災前に向けて戻りつつあるが、売れる単価が上がらないということは、風評被害に乗じた買い叩きであって、流通企業の姿勢に問題があると言わざるを得ない。他県の農業と比べ汚染検査という大きなコストをかけながら、そして放射能は測定下限値未満でありながら、その販売単価が低いと言う苦難を福島の農家はいつまで背負い続けなければいけないのか、これは正しく倫理観の問題である。

既に事故から 5 年半が経とうとしている。農業関係者は、作付け制限地域でのバイオエネルギー生産など未来に向けた工夫にも取り組んでいるところであり、原子力学会そして広く消費地の皆様には、

(1) 福島産品の適正価格ゾーンへの調整の働きかけ
(2) 植物への移行メカニズムの解明
(3) 出荷品に対する徹底した汚染検査体制への理解
(4) 自然界にもある放射能、放射線に関する教育の強化
(5) 問題をうやむやにしない国民的視点での取り纏め

など支援をお願いするものである。

*Takashi KANNO[1]
[1]JA-Fukushima Mirai

福島特別プロジェクトセッション
「福島特別プロジェクトからの見解―福島の帰還・復興を進めるために―」

# （3）福島特別プロジェクトからの見解

（3）Opinion by Fukushima Special Project

*飯本　武志[1]

[1]日本原子力学会福島特別プロジェクト

東京電力福島第一原子力発電所の事故では、福島県を中心に広い範囲で放射性物質による環境汚染が引き起こされた。事故からすでに 5 年半ほどが経過し、環境の除染は進んでいるものの、まだ道半ばと言わざるを得ない。日本原子力学会福島特別プロジェクトは平成 23 年 5 月に、一元的なモニタリングの必要性と住民への情報公開、面的で系統的な除染をすることの必要性、等を緊急提言した。平成 24 年からは年 2 回福島市、郡山市、いわき市で、除染の状況、放射線の健康影響、住民との対話、福島第一発電所の廃止措置の状況など、その時期に適合した話題をテーマに選定し、住民向けのシンポジウムを開催してきた。また、平成 24 年に JA そうま（現 JA ふくしま未来）の協力を得て、南相馬市の水田において水稲栽培試験を行い、放射性セシウムの土壌から玄米、精米への移行挙動の調査を実施、現在もその活動を継続している。福島県と環境省が共同で設置した除染情報プラザ（福島市）へ、最新の情報の提供と住民支援を目的として、平成 24 年より土・日曜日を中心として述べ 590 名の専門家を派遣してきた。このほか、福島県が県内各所で実施する住民との対話フォーラム等へも専門家を派遣している。

政府は、昨年から今年にかけて川内村、葛尾村、南相馬市等で避難指示解除準備区域における避難指示を解除し、来年 3 月末には帰還困難区域を除く区域の避難指示を解除する方針を明らかにしており、除染を含む関連の政策を進めている。一方「除染は進んでいるのか」「まだ線量の高いところがあるが除染はしてくれるのか」「放射線の影響が心配」「戻った後の生活の基盤は」などの住民不安がいまだ強いことも事実である。

上記の状況を背景に、このたび、専門家チームとしてこれまで住民目線で活動してきた福島特別プロジェクトが、以下に示す６項目の見解を公表することになった。これらが適切に活かされ、一日も早くより多くの方が安定的な日常生活をとり戻され、かつ未来への夢へとつながることを強く願っている。

1. **帰還のために個人線量の情報を提供すること**
2. **帰還困難区域の詳細モニタリングを行い、線量率マップを作成して、地元住民と自治体に情報提供すること**
3. **今後も住民の要望を取り入れて、除染をきめ細やかに実施すること**
4. **除染に伴う土壌、廃棄物の合理的な処理方策を検討するとともに、今後本格的な運用が開始される中間貯蔵施設についてはその安全確保の方策を具体的に住民に示すこと**
5. **住民（特に帰還住民）への丁寧な対応と放射線に関する正確な情報の発信を継続すること**
6. **積極的な復興促進策を講じること**

本見解を取り纏めた福島特別プロジェクトの幹事会メンバーは下記のとおり。

代表：井上　正　副代表：飯本武志、藤田玲子　委員：上坂　充、太田宏一、佐賀井美都、三倉通孝、田中隆則、田中治邦、布目礼子、服部隆利、平岡英冶、藤井靖彦、宮原　要、山下祐司

*Takeshi Iimoto[1]
[1]The Special Project for Fukushima of AESJ

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 3:50 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [3H10-13] Safety Evaluation on Fast Rector 1

Chair: Yoshitaka Fukano (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [3H10] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

(1)Overall plan

*Kenji Kamiyama[1], Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Yuya Imaizumi[1], Tohru Suzuki[1], Yuki Emura[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [3H11] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

(2)Experimental study on molten-metal discharge into a shallow water pool

*Yuya Imaizumi[1], Kenji Kamiyama[1], Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Tohru Suzuki[1], Yuki Emura[1] (1.JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [3H12] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

(3)A simulation of a heavy metal jet with MPS method

*Mamoru Konomura[1], Kenji Kamiyama[2] (1.University of Fukui, 2.Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [3H13] Development of an evaluation methodology for in-place cooling of degraded core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

Study on key phenomena

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Kenji Kamiyama[1], Tohru Suzuki[1], Ken-ichi Matsuba[1] (1.JAEA)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究 （1）全体計画

Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors (1) Overall Plan

*神山 健司[1]，松場 賢一[1]，磯﨑 三喜男[1]，今泉 悠也[1]，鈴木 徹[1]，江村 優軌[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時には、溶融炉心物質は制御棒案内管を通じて冷却材プレナムへ再配置される。本研究は、この再配置過程で複合的に生じる溶融炉心物質と冷却材および炉内構造物との相互作用を評価する手法構築を目的とする。本件では研究計画の概要を報告する。

**キーワード：**ナトリウム冷却高速炉，炉心崩壊事故，溶融炉心物質再配置，燃料―冷却材熱的相互作用，衝突噴流

## 1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時に溶融した炉心物質は、主に制御棒案内管を通じて流下して冷却材プレナムへ再配置される。この再配置挙動の把握は安全評価の不確かさを低減するために重要であり、試験的知見の拡充を含めた評価手法の開発が必要である。本研究は、冷却材入口プレナム部への溶融炉心物質の再配置挙動を評価する手法構築を目的とし、本件では、研究計画を検討し概要を報告する。

## 2. 主要現象の摘出

溶融炉心物質がナトリウム中に流出した際には、両者の接触境界面にナトリウムの蒸気膜が安定に形成されず、溶融炉心物質とナトリウムとが直接接触するため、ナトリウム中に流出した溶融炉心物質は比較的短い距離で微細化され急冷される[1]。一方、制御棒案内管の接続先である入口プレナムは通常、高さおよび容積が制限された構造である。そのため、噴流となって流出した溶融炉心物質が微細化する途上でプレナム部底板に衝突する可能性があり、また、流出に伴ってプレナム冷却材のサブクール度が低下し易い。既往研究では、溶融炉心物質とナトリウムとの相互作用と微細化、あるいは、噴流となって流出した溶融炉心物質と構造材との相互作用が扱われてきた。一方、溶融炉心物質と冷却材および炉内構造物との相互作用が複合的に生じる現象に関する知見は十分ではない。そこで、既往研究を基に主要現象を摘出し、新たに知見取得が必要となる主要現象を整理した。図１に示されるように、３つの主要現象に対して新たな試験的知見の取得が必要となる。

## 3. 研究計画の検討

主要現象に影響する物理量を摘出した上で、課題解決のための試験研究を３段階に分けて実施することとした。まず、広範な試験条件の設定と詳細な計測が比較的容易な低融点合金と水を用いた模擬試験を通じて３つの主要現象に対する基礎的な知見を取得する。次に、ナトリウムを用いた試験にて模擬試験で取得した知見の一般性を確認し、最後に溶融炉心物質を用いた試験を実施して実機条件への外挿を確認する。さらに、噴流となる溶融炉心物質の流出挙動を評価するため、粒子法の適用を試験で得られた知見を反映しながら検討する。

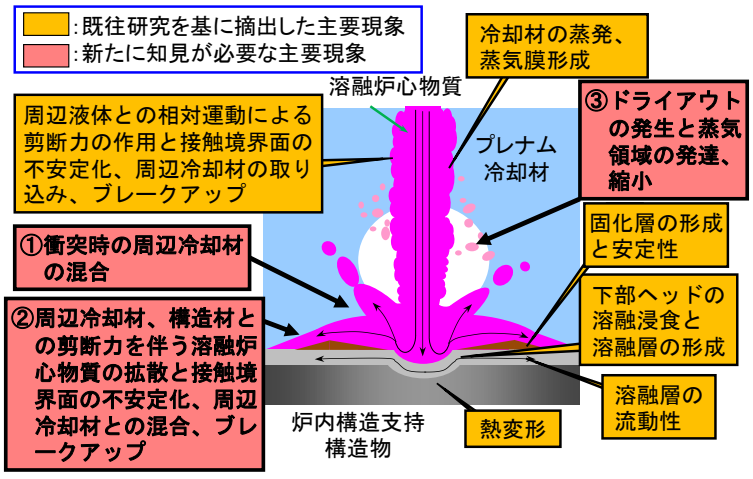



図１　主要現象の摘出

## 4. 結論

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における冷却材入口プレナム部への溶融炉心物質の再配置挙動を評価するための手法構築のため、解明が必要な主要現象を摘出し、研究計画を検討した。

## 参考文献

[1] Matsuba, et al, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 53, No. 5, pp. 707-712 (2016).

*Kenji Kamiyama[1], Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Yuya Imaizumi[1], Tohru Suzuki[1] and Yuki Emura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究 （2）低水深プール中への融体流出試験

Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors (2) Experimental Study on Molten-metal Discharge into a Shallow Water Pool

*今泉 悠也[1]，神山 健司[1]，松場 賢一[1]，磯﨑 三喜男[1]，鈴木 徹[1]，江村 優軌[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時の再配置過程における、溶融炉心物質と冷却材との熱的相互作用および炉内構造物への炉心物質の再配置挙動を解明するため、低融点合金を低水深の水プール中に落下させる模擬試験を複数回行った。本件では、本試験の結果およびそのメカニズムの考察について報告する。

**キーワード：**ナトリウム冷却高速炉，炉心崩壊事故，溶融炉心物質再配置，燃料―冷却材熱的相互作用，衝突噴流

## 1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時の再配置過程における溶融炉心物質と冷却材との熱的相互作用及び炉心物質の再配置挙動を解明するため、溶融炉心物質の模擬物質として低融点合金を水プール中に落下させる試験を開始した。なお試験では、実機における入口プレナム部を模擬するため、水プール中の深さ方向途中に水平平板（底板）を設置した。

## 2. 実験システム

入口プレナム部では、噴流となって流出した溶融炉心物質が微細化する途上でプレナム部底板に衝突する可能性がある。そこで、本試験では、炉内構造物の存在が溶融炉心物質の微細化に与える影響を調査すること[1]を目的に、底板が存在しない場合には十分な微細化が起こらない距離[2]（約 100mm）に底板を設置した。微細化途上に底板が設置されている条件を本研究では「低水深プール」と称する。落下物には融点が 78℃の低融点合金を使用し、溶融炉心物質とナトリウムとの接触界面に安定な蒸気膜が形成されない条件を模擬するため、初期温度は融体が 350℃、水が 30℃とした。融体は自由落下により加速し、衝突時の先端速度は約 4m/s であった。ノズルの内径は 28mm、融体の量は約 6ℓである。

## 3. 実験結果および考察

融体は底板に衝突し底板に沿って四方に分散してゆく（図１）と同時に、微細化を起こしながら固化した（図２）。十分な微細化が発生しないと予想される位置に底板が設置されていたにも関わらず微細化が確認された原因としては、落下した融体が底板の存在により底板に沿って周方向へ広げられ、これにより強制的に水との接触表面積が拡大された影響が考えられる。また、融体の分散過程で、瞬間的な圧力の発生が何度か観測された。この圧力は、融体と水の熱的相互作用により発生した沸騰気泡の成長に伴って発生したと考えられ、これによっても融体の流れが撹拌され、微細化が促進されたと考えられる。

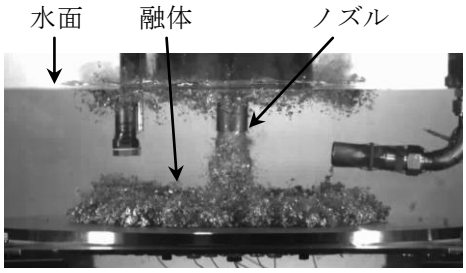


図１．底板に衝突し分散する融体



図２．微細化して固化した融体

## 4. 結言

高温融体を低水深プールに落下させる実験を行った結果、融体が微細化しながら固化することが確認された。底板の存在により融体が強制的に分散し、水との接触表面積が拡大したことが、微細化の促進要因であったと考えられる。

## 参考文献

[1] 神山ら，2016 年秋の大会予稿集，3H10，日本原子力学会 (2016)
[2] Matsuba et al., Nuclear Safety and Simulation, Vol. 4, 4 (2013)

*Yuya Imaizumi[1], Kenji Kamiyama[1] Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Tohru Suzuki[1], Yuki Emura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究（３）密度の大きな噴流挙動への MPS 法の適用

Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors

(3) A Simulation of a Heavy Metal Jet with MPS Method

*此村　守[1], 神山　健司[2]

[1]福井大学,　[2]原子力機構

A behavior of a heavy metal jet which ran into a water pool was analyzed with the Moving Particle Semi-implicit Method.　A little pressurization proved useful to suppress unrealistic cavity which appeared in the pool.

**キーワード**：粒子法、MPS 法、噴流、高密度流体、空隙、ナトリウム冷却高速炉

## 1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉における重大事故時に炉心溶融が発生すると、その進展によっては、溶融炉心物質が制御棒案内管を通じて、下部の低圧プレナム中に噴流となって放出される。この模擬実験の解析に粒子法[1]（Moving Particle Semi-implicit Method）を用いることを検討した。

## 2. 解析

### 2-1. 解析体系

解析体系を図 1 に示す。内径 28mm の直管が密度 979kg/m$^3$ の水プール中に浸漬されており、直管の中を密度 8689kg/m$^3$ の低融点合金が流れ、開口部から噴流となって水プール中に突入する。

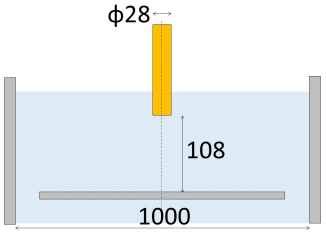
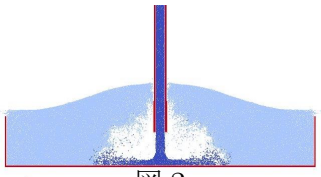


図 1

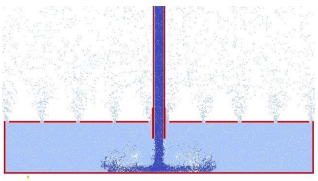
### 2-2. 解析コード及び解析条件

本解析で用いたソースコードは、越塚の著書[1]に付録として添付されている MPS 法のサンプルプログラムをベースとしている。当該プログラムにはナビエ・ストークス式中の粘性項が入っていないので、それを付加した上で解析に用いた。また、本解析に用いた粒子径は 2mm である。なお、表面張力及び熱解析のモデルは入っていない。


図 2

### 2-3. 解析結果

図 2 に図 1 の体系をそのままモデル化して解析した時の、突入開始後 0.05 秒の結果を示す。濃い青が低融点合金であり、薄い青が水を表している。外側の赤い線は容器である。低融点合金の初速度は 7m/s であるため、本来、空隙は発生しないはずであるが、本解析では噴流の周りに大きな空隙が発生している。これを是正するために、図 2 と同一の解析条件を用い、水プールの自由表面を覆った場合の解析結果を図 3 に示す。この場合、空隙は発生していない。


図 3

### 2-4. 考察

解析モデル上、流体内部で空隙が発生してしまう原因は、自由表面の判定方法にある。本モデルでは自由表面を解析初期の粒子数密度からある割合減少した時としている。このため、2 流体の衝突により発生した圧力で、軽い流体内部の粒子間距離が広がり粒子数密度が低下すると、当該部位において自由表面が生じたと判定され、圧力計算から除外される。その結果、見かけ上空隙が発生することになる。これを抑止するには、解析粒子の運動挙動に大きな影響を与えない程度の圧力を軽い流体側に付加することが効果的である。図 3 に示した解析の場合、自由表面を覆うことにより、両流体の境界で約 $10^2$～$10^3$Pa の圧力を発生させ、空隙の発生を抑止している。

## 3. 結論

自由表面を持った流体に噴流が突入する場合の挙動を MPS 法で解く時の解析上の工夫を示した。

この解析結果から、突入した噴流は底面で反射することなく、底面に沿って広がるものと予想される。また噴流の表面挙動は解析粒子径の影響を大きく受けるため、本解析から断言することはできないが、滑らかな表面を維持するとは限らないことが推察できる。今後、表面張力の影響を検討する予定である。

本研究を進めるにあたり、東京大学・越塚教授から有用なコメントをいただいたことに感謝いたします。

（本研究成果は日本原子力研究開発機構と福井大学附属国際原子力工学研究所との共同研究の結果である。）

**参考文献**

[1] 越塚誠一、「粒子法」、丸善出版（2007）

*Mamoru Konomura[1], Kenji Kamiyama[2]

[1]Univ. of Fukui, [2]Japan Atomic Energy Agency

# ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における損傷炉心物質の冷却性評価手法整備；重要現象に関する検討

Development of an evaluation methodology for in–place cooling of degraded core materials in the core disruptive accident of sodium–cooled fast reactors; Study on key phenomena

*青柳 光裕[1]，神山 健司[1]，鈴木 徹[1]，松場 賢一[1]

[1]原子力機構

炉心領域に残留した損傷燃料の冷却(インプレース冷却)は、炉心崩壊事故の影響を炉容器内に格納させるための主要な要素の一つである。本報では、インプレース冷却に関連する物理現象の重要度を評価するとともに、安全解析コードで同事象を評価する際に重要現象と関連するモデルを整理した。

**キーワード**：ナトリウム冷却高速炉，炉心崩壊事故，冷却過程，インプレース冷却，炉心残留燃料，PIRT

## 1. 研究背景および目的

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故において、燃料等の損傷炉心物質を原子炉容器内で安定的に冷却することが、事故の影響を原子炉容器内に格納（IVR）するための一つの要件である。損傷炉心物質は主に炉心部と炉心下方に設置される受皿等の構造上に再配置すると想定される。炉心下方ではサブクール度を有する大量の冷却材による燃料冷却が見込まれる。一方で、この冷却材が炉心部に再流入することで炉心部でも燃料が安定的に冷却（インプレース冷却）される可能性があるため、インプレース冷却は IVR 達成のための重要な要素の一つである。本研究では、高速炉安全解析コード SIMMER をベースとしたインプレース冷却の評価手法整備を目的とする。著者らはこれまでに SIMMER コードを用いた解析評価を行い、インプレース冷却時の挙動を予測した[1]。本報では、SIMMER コードにおいて必要なモデルの充足性を確認するために、PIRT 手法[2]に基づき、インプレース冷却に関連する物理現象の重要度を評価し、同コードにおける関連モデルを整理する。

## 2. インプレース冷却における物理現象の抽出および関連するモデルの整理

まず PIRT 手法に基づき、ナトリウム冷却高速炉の構成要素を階層的に分類して、インプレース冷却に関連する物理現象を抽出した。合わせて実施した事象推移の検討においても、同様の物理現象が抽出されることを確認した。冷却材による燃料の除熱量を評価指標として、各物理現象の重要度を High、Medium、Low の三段階にて評価した。従来の解析[1]で得られた知見に基づく評価結果を下表に示す。評価指標への寄与が大きい現象を重要度 H と判定した。また評価指標への影響は比較的小さいが、事象推移の中では無視できない現象は重要度を M とした。一方で評価指標と事象推移のいずれに対しても影響度が小さい現象は重要度 L とした。また重要度評価表の右側に、各物理現象に対応する SIMMER コードにおけるモデルを示す。重要度 H と M の現象に対しては、同コードにてモデル化がなされていることが確認された。

表．インプレース冷却に関する重要度評価表

| 物理現象 | 重要度 | 関連する SIMMER コードのモデル | | |
|---|---|---|---|---|
| 崩壊熱発熱 | M | 崩壊熱減衰（入力値） | | |
| ふく射熱移行 | L | モデルなし | | |
| 二相流熱伝達（燃料中） | H | 固気液間熱伝達 | 固気液間界面積 | 流動様式 |
| 二相流熱伝達（気液間） | M | 気液間熱伝達 | 気液間界面積 | 流動様式 |
| 固体間熱伝導 | L | セル間伝導伝熱 | 構造ノード間伝熱 | |
| 炉心圧力変化 | H | 状態方程式 | 蒸発･凝縮物質伝達 | |
| 流動抵抗（燃料中） | H | 球体抗力係数 | 固気液間運動量交換 | 流動様式 |
| 流動抵抗（燃料外） | M | 構造面運動量交換 | 気液間運動量交換 | 流動様式 |
| 相変化（蒸発・凝縮） | H | 蒸発･凝縮物質伝達 | 状態方程式 | |
| 対流輸送（熱・質量・運動量） | H | 質量・運動量保存 | 構造面運動量交換 | |

## 3. 結論

インプレース冷却の評価手法整備のため、関連する物理現象を抽出して、各物理現象の重要度を評価した。また高速炉安全解析コード SIMMER で同事象を評価する際に、重要現象に関連するモデルを整理した。その結果、同コードにおいて必要なモデルの充足性を確認できた。

### 参考文献

[1] 青柳他、日本原子力学会「2014 年秋の大会」I43

[2] Wilson, G. E. et al., *Nuclear Engineering and. Design*, 186, pp. 23–37 (1998).

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Kenji Kamiyama[2], Tohru Suzuki[1] and Ken-ichi Matsuba[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Fri. Sep 9, 2016 3:50 PM - 4:55 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room H Kumume City Plaza - Studio 3

## [3H14-17] Safety Evaluation on Fast Rector 2

Chair: Satoshi Nishimura (CRIEPI)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3H14] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(13)Simulation of Na-concrete reaction process

*Munemichi Kawaguchi[1], Shinya Miyahara[1], Masayoshi Uno[2] (1.JAEA, 2.Fukui Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3H15] Quantification of Loss-of-Reactor-Level Accident of Sodium-Cooled Fast Reactor with Continuous Markov Chain and Monte Carlo Method

*Ye YI[1], Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1] (1.University of Tokyo)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3H16] Evaluation on hypothetical total instantaneous flow blockage at the inlet of fuel subassembly in a sodium-cooled fast reactor

*Yoshitaka Fukano[1] (1.JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3H17] Fundamental Study on Sloshing Behavior of Disrupted Core Pool

Effects of Movement Characteristics on the Reactivity Insertion (2)

*Sho Fuchita[1], Yuki Emura[1], Tatsuya Matsumoto[1], Koji Morita[1], Isao Tatewaki[1] (1.Kyushu Univ.)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 （13）Na-コンクリート反応過程のシミュレーション

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor (13) Simulation of Na-concrete reaction process

*河口 宗道[1,2]，宮原 信哉[1]，宇埜 正美[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]福井大学

Na 冷却高速炉において、Na とコンクリートの接触を防止するための鋼製ライナーが破損した場合の Na 漏えい事故について、COMSOL Multiphysics を用いて Na-コンクリート反応の化学反応モデルの開発を行った。

**キーワード：** Na 冷却高速炉，Na 漏えい事故，Na-コンクリート反応，化学反応熱

**1. 緒言**　Na 冷却高速炉の安全評価手法において、設備として Na-コンクリート反応を防止する鋼製ライナーが設置されているが、Na-コンクリート反応に関する計算手法の高度化は重要である。本研究は、Na-コンクリート反応の化学反応特性について COMSOL Multiphysics を用いたモデル開発を行った。

**2-1. 計算手法**　汎用物理シミュレーションソフトウェア COMSOL Multiphysics の化学工学モジュールを用いて、反応物質の定圧比熱、エンタルピー、エントロピー、潜熱等を熱力学データベースから設定し、Na の融解／蒸発や各成分間の化学反応速度等を示唆走査熱量計（DSC）の結果[1]を踏まえて設定した。

**2-2. 計算体系**　不活性 Ar ガス雰囲気中に Na 及びコンクリート粉末（主成分：$SiO_2$）を設定し、一点近似により反応物の温度を計算した。計算では、簡単のため一定の入熱を与えて、各温度領域における反応量及び反応熱量を計算した。

**2-3. 計算結果と実験との比較**　先ず、COMSOL Multiphysics への組み込み状況を確認するために定圧比熱、エンタルピー、エントロピーが熱力学データベースと一致していることを確認した。次に、融解／蒸発を伴う Na のみの場合を確認し、Na の融解／蒸発時間が妥当な計算結果であることを確認した。その後、Na-コンクリート粉末の各温度における化学反応計算を行った。反応熱量による温度履歴は実験結果を比較的良く再現し、Na とコンクリートの質量割合によっては、反応ピーク温度は Na の蒸発が原因であることを確認することができた。

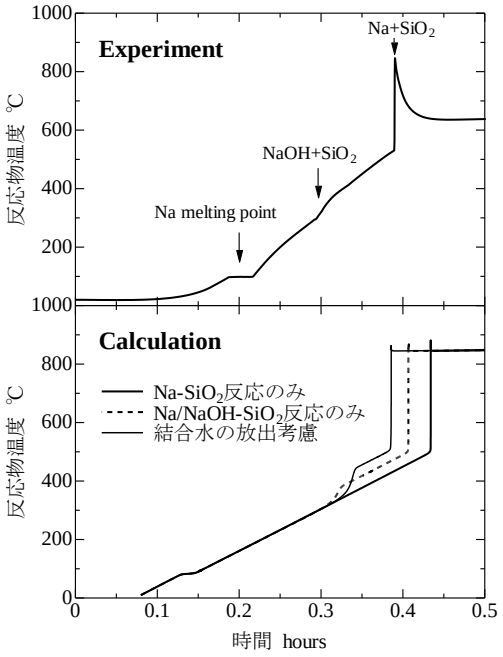


図 1. Na-コンクリート反応の実験と計算の比較

**3. 結論**　Na-コンクリート反応の化学反応特性について COMSOL Multiphysics を用いたモデル開発を行い、各温度における Na-コンクリートの化学反応過程をシミュレーションした。今後は強熱条件や空間分布における反応状況の確認を行う。

**謝辞**　本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、福井大学が実施した「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果の一部である。

**参考文献**　[1] Kikuchi S, et al. Journal of Thermal Analysis and Calorimetry. 2015 Jul; 121 [1]: 45-55.

*Munemichi Kawaguchi[1,2], Shinya Miyahara[1] and Masayoshi Uno[2]　／　[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Univ. of Fukui.

# Quantification of Loss-of-Reactor-Level Accident of Sodium-Cooled Fast Reactor with Continuous Markov Chain and Monte Carlo Method

*Ye YI[1], Sunghyon JANG[1]and Akira YAMAGUCHI[1]
[1]Univesity of Tokyo

Abstract

A loss of reactor level accident (LORL) of a sodium cooled fast reactor (SFR) results in core degradation and causes fission products release from the reactor system to the environment. The authors couple Continuous Markov Chain and Monte Carlo(CMMC) method with AZORES code to investigate the fission product behavior during the LORL accident of the SFR.

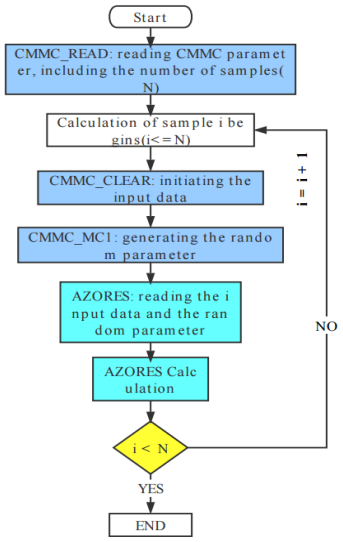
**Keywords:** LORL, CMMC method, fission product, SFR, severe accident

## Introduction

For seismic induced loss-of-reactor-level accident (LORL) of the SFR, the authors use containment analysis code AZORES [1] with CMMC Method to analyze the stochastic responses of the containment function and fission product behavior.

## Calculation Algorithm and Released Radioactivity

As the figure 1 illustrating, the calculation algorithm is a coupled method based on AZORES code and Continuous Markov Chain and Monte Carlo(CMMC) method.



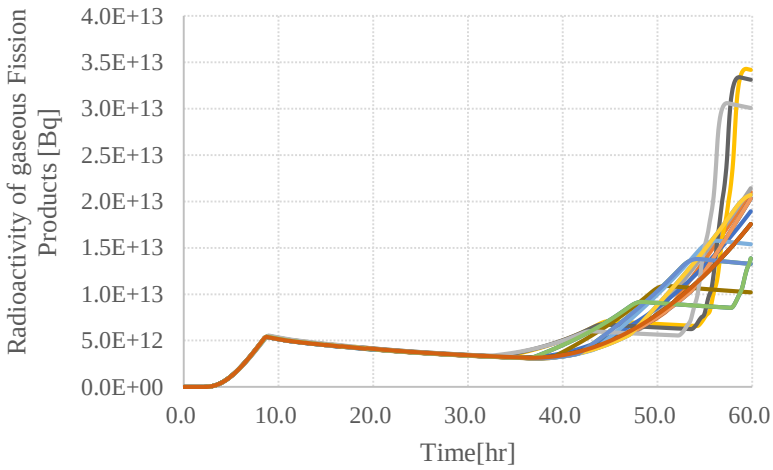




Fig.1 Calculation Algorithm

Fig.2 Radioactivity of gaseous Fission Products

Figure 2 illustrates the radioactivity of gaseous fission products released to the environment. In the first 35 hours, all the samples release about 5.0E+12 Bq radioactivity into the environment and after that the larger rupture sizes (0.0045m$^2$ [2], 10 times of others) seem to release larger amount of radioactivity, as the gray, black and yellow lines show.

## Conclusion

We can conclude that: 1) the coupled method based on CMMC method and AZORES code is a promising method to quantify the level 2 PRA stochastically and accurately; 2) the larger rupture size of cold-leg pipe seems to release larger amount of radioactivity into the environment.

**Acknowledgement** This study is supported by Nuclear Regulatory Authority.

**References**

[1] JNES, 高速増殖炉の格納施設応答解析手法の整備, JNES/SAE06-105.

[2] Osaka University. 高速炉レベル 2PRA の定量化手法に関する検討成果報告書, 2015.

# ナトリウム冷却高速炉における燃料集合体仮想的入口瞬時完全閉塞事象の評価

Evaluation on hypothetical total instantaneous flow blockage at the inlet of fuel subassembly in a sodium-cooled fast reactor

*深野 義隆[1]
[1]原子力機構

本研究では、ナトリウム冷却高速炉（SFR）において、シビアアクシデント（SA）に至る可能性のある事象としてその開発当初から歴史的に研究されて来た炉心局所事故のうち、最も厳しい結果となる燃料集合体仮想的入口瞬時完全閉塞（TIB）事象について、原型炉を対象とした評価を行った。なお、原型炉では設計対応によって TIB は実質的に排除されているが、本評価によって原型炉プラントの安全裕度を確認することとした。その結果、万一 TIB 事象が発生したとしても、炉心の損傷は限定的であり、安全に炉停止されること、また、その結果の影響は SFR の代表的な SA である炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失事象に十分包絡されることを明らかにした。

**キーワード**：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，SAS4A コード，集合体入口瞬時完全閉塞事象

## 1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉（SFR）は、軽水炉と比較して燃料ピンが稠密に配置され、炉心の出力密度が高いことから、炉心の局所異常からシビアアクシデントに至る可能性について国内外で研究が行われてきた。本研究ではこの炉心局所事故のうち、最も厳しい結果となる燃料集合体仮想的入口瞬時完全閉塞（TIB）事象について、原型炉を対象とし、非常に保守的な想定に基づいた評価を行った。

## 2. 評価手法

本研究では既往研究[1]と同様、炉心損傷起因過程解析コード SAS4A を用い、TIB 燃料集合体のラッパ管溶融開始と同時に隣接 7 集合体の冷却材が瞬時にボイド化するという非常に保守的な想定に基づき評価した。また、本研究では、既往研究では考慮していなかった出力制御系の影響を考慮するため、Super-COPD コード[2]にモデル化されている原型炉の出力制御系モデルを SAS4A コードに移植した。なお、TIB が発生した場合、損傷拡大過程で複数の原子炉トリップ信号が期待されるが、本研究では、保守的に出力領域中性子束高及び遅発中性子法破損燃料検出のみを考慮した。

## 3. 評価結果及び考察

本研究では、初期 TIB 発生燃料集合体の影響を把握するため、初装荷炉心から高燃平衡炉心末期までの内側・外側炉心及び径方向ブランケット集合体について、各々出力及び冷却材ボイド反応度が最大・最小の燃料集合体で TIB が発生する解析ケースを設定した。図 1 に各解析ケースにおける原子炉停止までの損傷の広がりを示す。炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）事象では、ほぼ全炉心的に損傷するのに対して、TIB 事象が発生しても、最大でも 36 集合体程度の損傷で安全に炉停止されることがわかった。なお、本研究では、出力制御系の影響を考慮したが、損傷の拡大速度等に若干の影響が見られるものの、炉停止までに損傷する集合体数は同等となることを確認した。

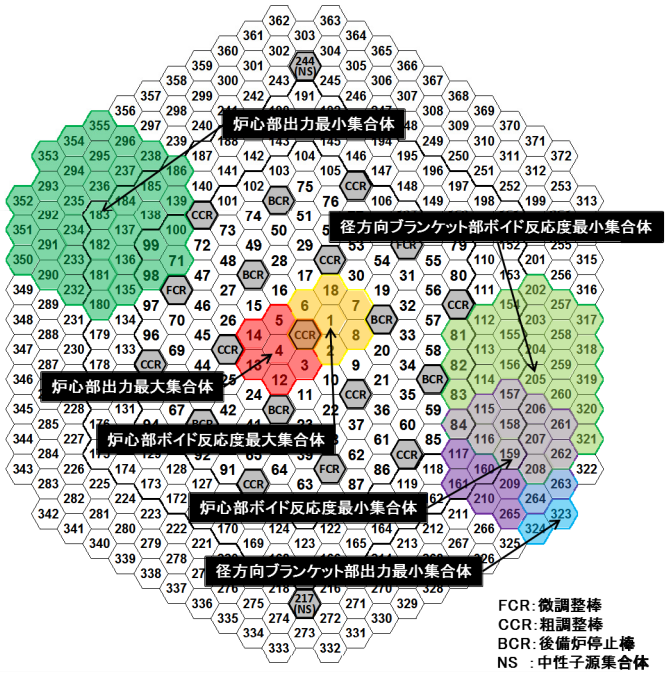



**図1 保守的想定に基づく炉停止までの損傷範囲**

## 4. 結言

SFR の原型炉を対象とした TIB 事象の評価を行った結果、原子炉停止に至るまでの炉心の損傷は限定的であり、また、その結果の影響は ULOF 事象に十分包絡されることを明らかにした。

### 参考文献

[1] Y. Fukano, Annals of Nuclear Energy, Vol. 77, pp. 376-392 (2015)　[2] F. Yamada, Y. Fukano, H. Nishi and M. Konomura, Nucl. Technol., vol.188, pp292-321 (2014)

*Yoshitaka Fukano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 損傷炉心プールのスロッシング挙動に関する基礎的研究
# 運動特性が反応度印加に与える影響(その 2)

Fundamental Study on Sloshing Behavior of Disrupted Core Pool
Effects of Movement Characteristics on the Reactivity Insertion (2)

*渕田 翔[1]，江村 優軌[1]，松元 達也[1]，守田 幸路[1]，帯刀 勲[1]
[1]九州大学

高速炉の安全評価において重要な損傷炉心プールのスロッシング挙動について、核的なフィードバックを伴うプール運動を模擬した水流動試験を実施した。その結果、スロッシングモード（対称及び非対称）の違いによる外乱応答特性について知見を得るとともに反応度印加に与える影響を考察した。

**キーワード：**高速炉，炉心損傷事故，再臨界，損傷炉心プール，スロッシング

**1. 緒言**　高速炉の炉心損傷事故における遷移過程では、溶融プールの運動に伴う燃料凝集によって反応度が即発臨界に近接すると、燃料膨張や蒸発による燃料運動に伴って正、負両方の反応度効果が生ずる。本研究では核的フィードバックを伴うスロッシング運動を模擬した水流動試験及び高速炉安全解析コード SIMMER-III を用いた実験の再現解析を行い、プール運動の外乱応答特性について知見を得るとともに、プールの局所的な運動挙動が反応度印加に与える影響を考察した。

**2. 実験**　本実験では、矩形容器（横幅 940 mm、高さ 1,000 mm、奥行 100 mm）内で初期水位 160 mm の水プール右端底部より窒素ガスを周期的に注入することで炉心プール中央への燃料凝集を模擬し、非対称スロッシング運動を誘起させた。その後、ガス注入を停止する条件を Type 0、核的フィードバックによるプール膨張を模擬したガス注入による外乱を印加する条件を Type 1 として実験を行った。

**3. 解析結果**　図 1 に SIMMER-III コードによる再現解析で得られたプール右端の水位の時間変化（周期的なガス注入終了時を 0 秒とする）を示す。Type 1 ではプール右端の水位が最大となる前に気泡が水面に到達し、右端に向かう波と干渉することでその後の水位変化が抑えられた。すなわち、対称スロッシングモード[1]と同様に、非対称スロッシングにおいてもプール運動の緩和現象を確認した。

**4. 反応度変化の評価**　本研究では、プール右端方向の燃料運動に伴う反応度印加率を$\dot{\rho}_r(t)[\Delta k/k/s] \simeq \oint[\nabla W(\vec{x}) \cdot \vec{u}_f(t,\vec{x})]\,\delta m_f(t,\vec{x})$（$\nabla W$：反応度価値の勾配[Δk/k/(kg·m)]，$\vec{u}_f$：燃料速度[m/s]，$\delta m_f$：燃料質量の変化[kg]）で一次近似的にモデル化する[1]。ここでは、水を溶融燃料と仮定しプール右端に燃料が集中した際の$\nabla W$を用いることで$\dot{\rho}_r(t)$を求めた。図 2 に$\dot{\rho}_r$の時間変化を示す。Type 1 では外乱による右端への燃料凝集が妨げられた影響により、Type 0 と比較して正の反応度印加率のピーク値が緩和されたことがわかる。

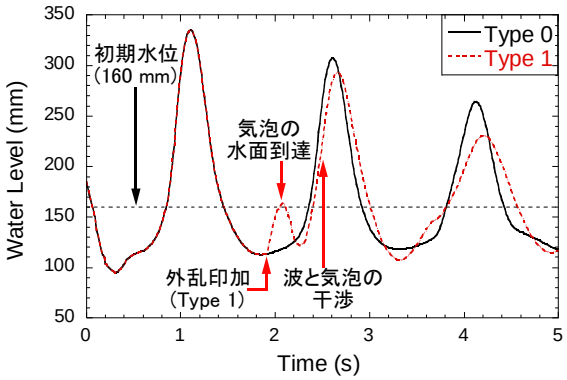



図 1　解析におけるプール右端の水位変化

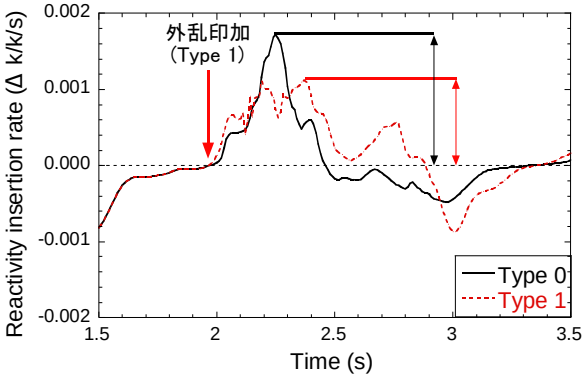



図 2　プール右端方向運動に伴う$\dot{\rho}_r(t)$

**5. 結言**　非対称スロッシングモードにおけるプール運動と反応度変化に関する定性的な知見が得られた。今後、実機体系において核的なフィードバックを伴うプール運動によるエネルギー発生のメカニズムについて検討を進める。

**謝辞**　本研究は原子力規制庁から九州大学への委託研究「高速炉の損傷炉心プールのスロッシング挙動に関する水流動試験」として実施した。

**参考文献**　[1] 守田ら，本会 2016 春の年会予稿集, 1F11, 2016.

* Sho Fuchita[1], Yuki Emura[1], Tatsuya Matsumoto[1], Koji Morita[1], and Isao Tatewaki[1]; [1]Kyushu Univ.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Fri. Sep 9, 2016 10:00 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [3I01-07] Knowledge preservation of Monju data and next generation sodium-cooled reactor

Chair: Kazuyuki Demachi (Univ. of Tokyo)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [3I01] The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data

(1)Overview

*hiromasa sawazaki[1], naoyuki kisohara[1], yoshihide nakamura[1], takeshi sato[1] (1.JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [3I02] The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data

(2)Purity management of primary sodium system

*Yoshihide Nakamura[1], Hiromasa Sawazaki[1], Takeshi Sato[1], Naoyuki Kisohara[1] (1.JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

### [3I03] The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data

(3)Purification efficiency of secondary sodium purification system cold trap

*Takeshi Sato[1], Yasushi Ohkawachi[1], Yoshihide Nakamura[1], Hiromasa Sawazaki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

### [3I04] Conceptual design of horizontal type under sodium viewer for next generation sodium-cooled fast reactor

*Kosuke Aizawa[1], Nobuchika Kawasaki[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Eto Masao[2], Shoko Matsunaga[2] (1.JAEA, 2.MFBR)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

### [3I05] Measures to prevent Loss of Heat Removal System in Next Generation Sodium-cooled Fast Reactor

*Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Yoshio Shimakawa[2], Fumiaki Kaneko[2], takashi Shoji[2], shuhei Nakata[2] (1.JAEA, 2.MFBR)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

### [3I06] Fuel and NFBC assemblies design for the next generation sodium-cooled fast reactor

(1)The conceptual design for the upper structure of fuel assembly

*Takayuki Ozawa[1], Seiichiro Maeda[1], Satoshi Hayakawa[2], Yukihide Mori[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Mitsubushi FBR Systems, INC.)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

### [3I07] Fuel and NFBC assemblies design for the next generation sodium-cooled fast reactor

(2)Optimization of a radial shielding structure

*HIROYUKI SAITO[1], Koichi Higurashi[1], Daisuke Masuyama[2], Shigeo Ohki[3], Kazuya Ohgama[3], Seiichiro Maeda[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 20 年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について （1）全体概要

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data
(1) Overview

*澤崎　浩昌[1]，中村　恵英[1]，佐藤　健[1]，木曽原　直之[1]
[1]原子力機構

「もんじゅ」は性能試験を中断しており、原子炉を停止しているが、ナトリウム純化系等の機器・系統は稼動しており約 20 年間の実機のプラントデータが蓄積されている。これらデータを用いて機器の性能確認・評価を試みた。本報告では、その取組概要を述べ、後続の報告では現時点でまとめられた成果を述べる。

**キーワード**：もんじゅ，もんじゅ研究計画，実機データ，設計検証

## 1. 緒言

「もんじゅ」はもんじゅ研究計画[1]に基づき、「(1) 高速増殖炉プラントの技術成立性の確認を含む高速増殖炉技術開発の成果の取りまとめ」、「(2) 廃棄物の減容及び有害度の低減を目指した研究開発」、「(3) 原子力発電システムとしての高速増殖炉/高速炉の安全技術体系の構築を目指した研究開発」を行うこととなっている。これらは、性能試験及び定格出力運転を通じてデータを取得し、研究開発を進めていくものであるが、炉内中継装置落下以降性能試験は中断し、原子炉は停止している。しかし、原子炉停止中においても、全ての機器が停止しているわけではなく、多数の系統、機器（1 次主冷却系、ナトリウム純化系他）が稼働し、プラントデータが蓄積されている。これまでに取得されたデータを用いて以下の取組を始めた。

## 2. 取組概要

約 20 年間の蓄積されたプラントデータを用いて性能確認・評価できる技術項目として、もんじゅ研究計画の「(1) 高速増殖炉技術開発の成果の取りまとめ」のうち、機器・システム設計技術、ナトリウム取扱技術の技術項目を対象として検討を進める。現在、検討・評価を進めている項目を表 1 に示す。評価で利用する約 20 年間に渡り収集・監視している中央計算機の種々のプラントデータ（圧力、温度、流量、回転数、変位量）は、現時点での入力点数は約 29,000 点、採取頻度はほぼ 6 時間に 1 回である。

## 3. 結果、今後の取組

今回の取組で、原子炉停止時においても取得されているデータで系統、機器の性能の一部を確認することができた。また、設計を踏まえて機器の評価すべき観点の再確認や、更なる評価に向けた今後性能試験等で取得することが望ましいデータを特定することができた。

今後も引き続き、現時点で評価が可能な技術項目を抽出し、順次評価を継続していく。

表 1 .検討・評価中の系統、機器

| 系統、機器 | 評価項目（プラントデータ） |
|---|---|
| 1 次主循環ポンプ | 自然対流防止板の効果（1 次主循環ポンプＡガス層温度） |
| 1 次ナトリウム純化系 | 不純物持込み量（1 次ナトリウムプラギング計温度） |
| 2 次ナトリウム純化系 | 純化効率、拡散水素量（ナトリウム中水素濃度） |

## 参考文献

[1] 文部科学省 web site.http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/061/houkoku/1344598.htm.

*Hiromasa Sawazaki[1], Yoshihide Nakamura[1] ,Takeshi Sato[1] and, Naoyuki Kisohara[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# ２０年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について （2）１次ナトリウム純度管理について

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data
(2)Purity management of primary sodium system

*中村　恵英[1]，澤崎　浩昌[1]，佐藤　健[1]，木曽原　直之[1]，
[1]原子力機構

液体金属ナトリウム（以下「Na」と略す。）冷却高速炉の材料の腐食量は、Na 中の不純物濃度に依存するため、Na を純化し、高純度に維持、監視する純度管理及び燃料交換等での不純物の持込量の低減が必要である。もんじゅ１次系で適切な純度管理が実施されていた事を約 20 年間のプラントデータを用いて確認した。

**キーワード：**もんじゅ、１次ナトリウム、純度管理

## 1. 緒言

Na 中の不純物濃度上昇は、Na 温度上昇時の構造材等の表面付着物の溶出、燃料交換作業もしくは異常事象発生時の復旧作業等で生じる。不純物持込量を低減するため、各作業では対応策を講じているが、これら作業がもんじゅ１次 Na 純度へ与えた影響を、約 20 年間のプラントデータを用いて分析した。

## 2. 系統の概要及びコールドトラップの運転管理

もんじゅは原子炉停止中であるが、純度管理のため１次 Na の一部は主系統と１次系オーバフロータンクの間で循環させており、オーバフロータンク内の Na 中不純物（特に酸素）をコールドトラップ（以下「C/T」と略す。）で除去することにより全系を純化している。C/T は、通過する Na を低温にすることにより、その温度で飽和状態となる不純物を Na との固化化合物として析出させてメッシュに捕獲している。C/T への Na 循環停止時にも、捕獲不純物の溶出防止のために、C/T の制御温度を低く設定している。また、C/T に流れる Na の一部をプラギング計（以下「PL 計」と略す。）に流し、不純物析出温度を連続的に測定し、純度を監視している。更に、Na を定期的にサンプリングして化学分析することでも、１次 Na 中不純物濃度を監視している。

## 3. Na 純度の推移

PL 計データに基づき、Na 温度上昇時の構造材等の表面付着物の溶出、燃料交換や炉内中継装置落下トラブルの復旧作業等による１次 Na 純度への影響を調査した。図１に約 20 年間の１次 Na 中酸素濃度の推移を示す。初期の 40%出力運転時においては構造物表面に付着した酸素溶出による濃度上昇が観測されるが、C/T 純化により酸素濃度は低下し、その後は約 1～3ppm の範囲に維持されている。同図には燃料交換や炉内中継装置落下トラブルの復旧時期も示すが、いずれも Na 中酸素濃度は上昇することなく、系統内に不純物をほとんど持ち込まずに作業できていることがわかった。

## 4. 結言

約 20 年間の１次 Na 純度の推移を調査し、管理目標値 3ppm を下回っていることが確認できた。今後は、更に高い温度となる 100%出力運転時（約 529℃）のデータ採取を行うとともに、常時データ採取を継続し、Na 純度が適切に管理できていることを確認していく。

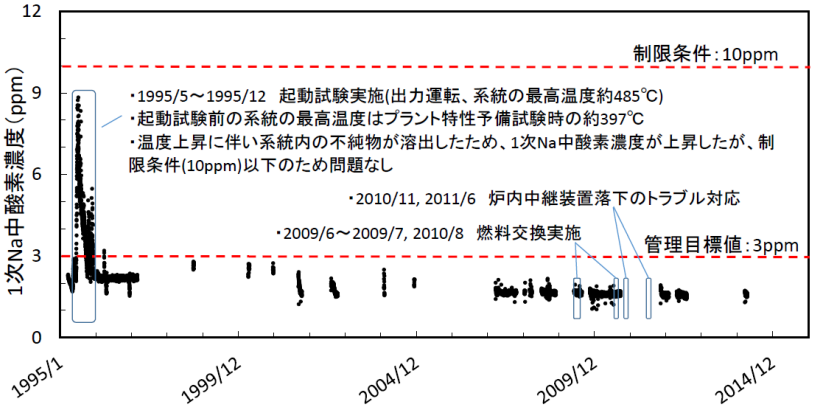



図１　約 20 年間の１次 Na 中酸素濃度の推移

*Yoshihide Nakamura[1], Hiromasa Sawazaki[1],Takeshi Sato[1] and, Naoyuki Kisohara[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# ２０年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について
# （3）２次ナトリウム純化系コールドトラップの純化効率について

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data

(3) Purification efficiency of secondary sodium purification system cold trap

*佐藤　健[1]，澤崎　浩昌[1]，中村　恵英[1]，大川内　靖[1]

[1]原子力機構

もんじゅにおいては、蒸気発生器伝熱管からの万一の水リークが事故に拡大する前に、2 次 Na 中の水素濃度変化を捉え、水リークを早期に検知し対応することが重要である。その検出感度は、通常運転時における伝熱管を通して水側から 2 次 Na 中へ拡散してくる水素量と、それを除去するコールドトラップ（以下「C/T」という。）の性能に依存する。本報告では、約 20 年間の実機プラントデータを用いて C/T の純化効率の評価を行った。

**キーワード：**もんじゅ、コールドトラップ、純化効率、水素計、拡散水素量、水リーク

## 1. 緒言

もんじゅは原子炉停止中のため、水・蒸気系を運転しておらず、蒸発器及び過熱器（蒸気発生器）は隔離状態であるが、C/T は純度管理のため運転を継続している。約 20 年間蓄積してきた C/T の運転データには伝熱管からの拡散水素がなく、不確定要因は少ないことから精度良く純化効率（η）を推定できるものが含まれている。約 20 年間の運転において、C/T の運転温度を変更するプラント操作を各ループ 3～5 回の合計 11 回実施しており、その運転データを用いて、純化効率を評価した。

## 2. 検討内容

Na 純化系運転時の Na 中水素濃度の変動挙動は、純化効率に依存する時定数を持つ 1 次遅れ系であることを踏まえ、純化効率をパラメータとして、C/T 底部の温度に応じた飽和水素濃度（計算値）の挙動に合わせてランプ応答の計算を行い、水素濃度の動的な応答曲線を求めた。評価対象期間の Na 中水素計の水素濃度実測値と算出した応答曲線を重ね合わせ、その重なり具合から純化効率を推定した。結果の一例を図 1 に示す。

## 3. 結論

もんじゅの設計において、2 次 Na 純化系 C/T の純化効率は η＝0.7 としていたが、検討結果より η＝0.85 が純化効率としてベストフィットしていることを確認した。また、異なる時期のデータで評価した結果、概ね同じ結果を得られたことから、本評価方法は適切であると考えている。今後はデータを補間することなど、評価結果の信頼性を高める検討や純化効率から拡散水素量についても導出していく予定である。

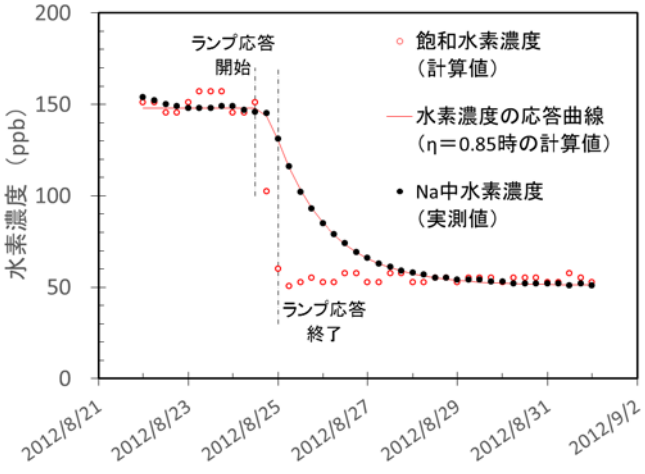



**図 1 飽和水素濃度から算出した応答曲線と水素濃度実測値の重ね合わせの例**

*Takeshi Sato[1], Hiromasa Sawazaki[1] Yoshihide Nakamura and Yasushi Ohkawachi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# 次世代ナトリウム冷却高速炉における水平型ナトリウム中検査装置の概念設計

Conceptual design of horizontal type under sodium viewer for next generation sodium-cooled fast reactor

*相澤　康介[1]，川崎　信史[1]，近澤　佳隆[1]，衛藤　将生[2]，松永　尚子[2]
[1]原子力機構，[2]三菱 FBR システムズ

次世代ナトリウム冷却高速炉における水平型ナトリウム中検査装置の要求条件および概念設計を報告する。

**キーワード：次世代ナトリウム冷却高速炉、水平型ナトリウム中検査装置**

**1. 緒言**　炉心構成要素が炉心上端から突き出した状態において、燃料交換作業を行うため回転プラグを動作させると、炉心構成要素が炉心上部機構と衝突し、損傷する恐れがある。このため、回転プラグを回す前に、炉心構成要素が突き出していないことを確認することを目的とした水平型ナトリウム中検査装置（以下、H-USV）を次世代ナトリウム冷却高速炉に設置する予定である。本報告では、次世代ナトリウム冷却高速炉に適合する H-USV の要求条件を整理するとともに概念設計を実施した。

**2. 要求条件**　H-USV の概略図を図 1 に示す。H-USV は、原子炉容器内の炉心の外側から超音波を発信し、対角に設置した反射板から反射波の信号強度の変化から検査領域における障害物の有無を検知するものであり、「もんじゅ」で実証されている[1]。次世代ナトリウム冷却高速炉の H-USV は、全炉心構成要素の突き出しの検知、及び後備炉停止系制御棒のスクラム時間の計測を目的とする。定期検査中に使用することとし、ナトリウム温度 200℃を環境条件とした。回転プラグ動作時における炉心上部機構と燃料交換機の干渉回避を考慮し、突き出し検知の目標値は 50mm とした。

**3. 概念設計**　本 H-USV の設計では、「もんじゅ」より原子炉容器径が増大したこと、原子炉容器内の炉心出口高さにコールドレグ配管があることを考慮する必要がある。送受信センサは「もんじゅ」のセンサと同一仕様とし、「もんじゅ」と同等の信号強度が得られるよう反射板形状を改良した。「もんじゅ」[1]では 36.9mm の突き出し量を検知したことから、目標値 50mm の見通しは十分にある。反射板の設置位置を図 2 に示す。3 箇所の検査孔から H-USV で検査することとし、反射板を設置した。これにより、突き出した炉心構成要素を同定することが可能となる。また、制御棒単体でスクラムする後備炉停止系制御棒のスクラム時間計測の実現性について検討を行い、見通しがあることを確認した。

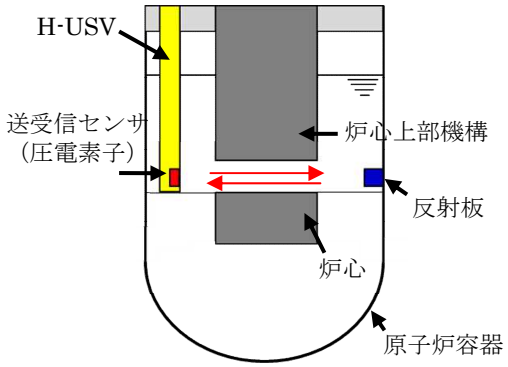


図 1　H-USV の概略図

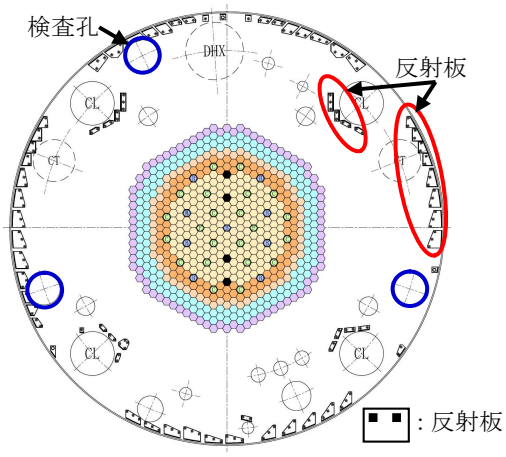


図 2　反射板の設置位置

**4. 結言**　次世代ナトリウム冷却高速炉に適合する H-USV の要求条件を整理するとともに、概念設計を実施した。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

**参考文献**

[1] K. Aizawa, et al., ICONE15-15383, 2015

*Kosuke Aizawa[1], Nobuchika Kawasaki[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Kuniaki Ara[1], Masao Eto[2] and Shoko Matsunaga[3]
[1]JAEA, [2]MFBR

# 次世代ナトリウム冷却高速炉の除熱喪失防止対策

Measures to prevent loss of decay heat removal system in the next generation sodium-cooled fast reactor

*近澤 佳隆[1]，久保 重信[1]，島川 佳郎[2]，金子 文彰[2]，庄司 崇[2]，中田崇平[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]三菱 FBR システムズ株式会社

次世代ナトリウム冷却高速炉において求められている崩壊熱除去機能の全喪失を実質的に回避するための設計対策の検討を行った。

**キーワード**：ナトリウム冷却高速炉，除熱失敗型事象，崩壊熱除去系，第 4 世代原子炉，自然循環

**1. 緒言**　第 4 世代原子炉に関わる国際フォーラム(GIF)では、ナトリウム冷却高速炉(SFR)の安全設計クライテリア(SDC)の構築が進められている。この SDC は、第 4 世代炉としての高い安全性の達成を目標として、SFR に特徴的な要件を盛り込むと共に、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を反映したものとなっている。除熱失敗型事象に対しては、崩壊熱除去機能の全喪失を実質的に回避できるように設計対策を講じることとしており、先の報告では、この要求に適合するための対策設備案の検討、有効性評価等を行った[1]。本報告では、これらの対策をとり入れた設計概念のまとめを行った。

**2. 検討内容**

設計基準を超える厳しい内的及び外的事象を考慮しても崩壊熱除去機能が維持されるように、系統間の独立性や多様性を確保しながら崩壊熱除去機能を強化した。（液位確保方策については前報同様[1]）

(1)　設計基準対応の崩壊熱除去系の機能拡張　次世代ナトリウム冷却高速炉では DRACS1 系統および PRACS2 系統の独立 3 系統かつ全系統が大気を除熱源とした完全自然循環の崩壊熱除去系を採用している（図 1 参照）。冷却能力の強化の観点から各 1 系統で実力的に 100%の除熱が可能なように除熱容量の強化を行うと共に、全電源喪失等に対応するためのアクシデントマネージメント方策の適用を図った。除熱容量を強化したシステムは、全電源喪失による冷却材凍結に対して、PRACS 2 系統の冷却を停止すれば 10 日以上の時間裕度を有する（図 2 参照）。

(2)　代替除熱手段　設計基準の冷却系から独立した代替冷却系については除熱源を多様化する案も検討を行ったが[1]、システムの信頼性の観点から依存する補機冷却系、電源系機器を局限化できる大気冷却の補助炉心冷却系（図 1 参照）を最終的に選定し、循環方式や配置で多様化を図ることとした。

**3. 結論**　崩壊熱除去機能の全喪失を実質的に回避するための設計対策として、完全自然循環の崩壊熱除去系 3 系統に加え、独立した代替冷却系を備える設計概念を具体化した。

**参考文献**　[1] 2013 年秋の大会、H04～H06

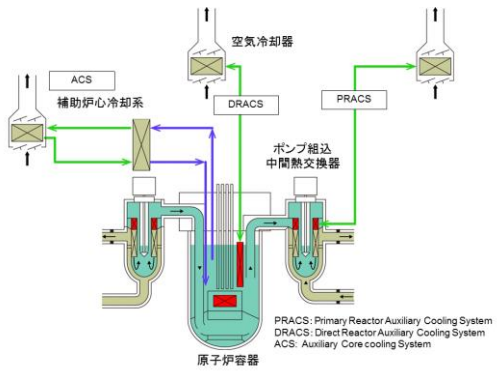



図 1　崩壊熱除去系（代替除熱手段を含む）

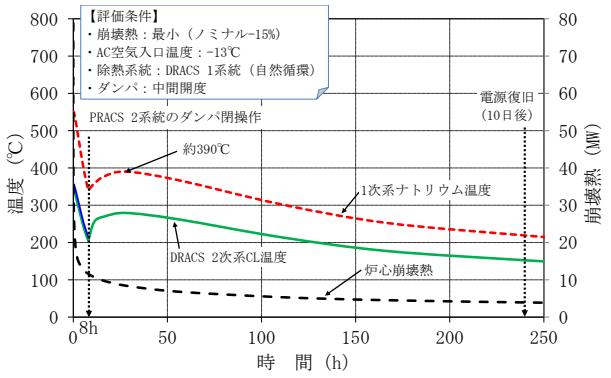



図 2　制御機能喪失時の冷却材温度変化

**謝辞**　本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

---

*Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1],Yoshio Shimakawa[2], Fumiaki Kaneko[2], Takashi Shoji[2], Shuhei Nakata[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency., [2]Mitsubishi FBR systems INC.

# 次世代ナトリウム冷却高速炉の燃料集合体・炉心構成要素設計
# （1）燃料集合体上部構造に係る評価検討

Fuel and NFBC assemblies design for the next generation sodium-cooled fast reactor
(1) The conceptual design for the upper structure of fuel assembly

*小澤 隆之[1]，前田 誠一郎[1]，早川 教[2]，森 行秀[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]三菱 FBR システムズ㈱

次世代ナトリウム冷却高速炉における燃料集合体のラッパ管とハンドリングヘッドの異材接合方法や上部遮蔽体形状に係る構造検討に加え、上部遮蔽体周りの CFD 解析結果に基づき、ラッパ管材の使用温度制限目安を超えない範囲において機能要求を満足する燃料集合体上部構造に係る概念的な評価検討を行った。

**キーワード：**次世代ナトリウム冷却高速炉，燃料集合体，上部構造

## 1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉における燃料集合体では、高照射量に対応するためラッパ管材にフェライト鋼である PNC-FMS を用いる。一方、燃料集合体上部のハンドリングヘッドにはオーステナイト鋼を用いることから、ラッパ管との異材接合が必要となる。また、上部遮蔽体には、炉心崩壊事故時の再臨界回避のために燃料集合体内に設ける内部ダクトからの溶融燃料排出経路を確保する必要がある。本研究では、これら特有の構造に留意し、機能要求を満足する燃料集合体上部構造に係る概念的な評価検討を行った。

## 2. 考慮すべき要求条件

ラッパ管とハンドリングヘッドの異材接合部では、ラッパ管材である PNC-FMS の高温強度等を確保するため、炉内使用期間におけるラッパ管の公称温度を 600℃より出来る限り低い温度とし、最高温度を 700℃以下とする必要があるとともに、異材接合部の健全性を確保する上で、高速中性子照射量を極力低く抑える必要がある。また、上部遮蔽体については、炉心上部の遮蔽性能、冷却材圧力損失、支持部における構造強度等を考慮した構造とする必要がある。

## 3. 上部遮蔽体周りの CFD 解析

燃料ピンバンドル部上端における冷却材流速分布及び冷却材温度分布を入口境界条件とし、汎用熱流体解析コード(STAR-CD)を用いた 3 次元解析により、上部遮蔽体周りの温度分布を評価するとともに、冷却材圧力損失を概略評価した。乱流モデルには Realizable k-ε モデルを使用した。また、解析モデルの外側表面は保守的な温度解析結果となるよう断熱条件とした。解析の結果、図 1 に示すように PNC-FMS の温度を 600℃より低く抑えるためにはラッパ管とハンドリングヘッドの異材接合部を燃料ピンバンドル部直上とする必要があることがわかった。

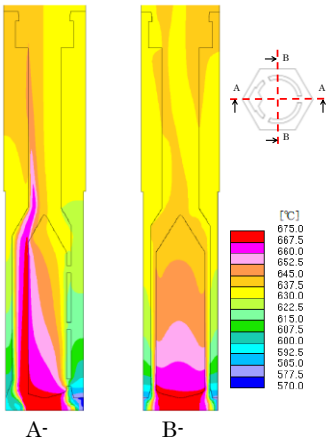
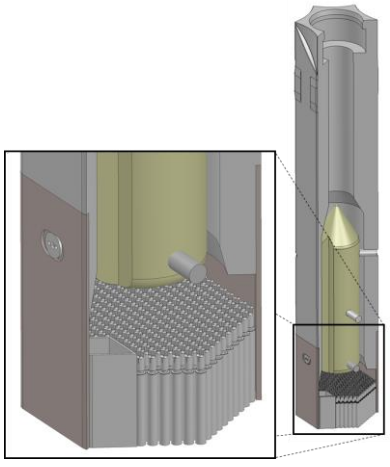


図 1　上部遮蔽体周りの CFD 解析結果

## 4. 結論

製作・組立性も考慮した結果、ラッパ管とハンドリングヘッドの異材接合部は、高速中性子照射量が比較的高い燃料ピンバンドル部直上近傍となるので、溶接ではなく機械的接合方法を採用した。これにより、異材接合部で発生する熱膨張差による応力に対する構造強度低下も抑える構造とした。また、上部遮蔽体については内部ダクト開口部上方に切り込みを設け、炉心上部の遮蔽性能、冷却材圧力損失、支持部における構造強度等が十分確保される構造とした。

以上のような評価検討の結果、最も合理的と考えられる図 2 に示すような構造を、次世代ナトリウム冷却高速炉における燃料集合体の上部構造に係る構造概念とした。


図 2　燃料集合体上部構造の概念

**謝辞**　本報告は経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

*Takayuki Ozawa[1], Seiichiro Maeda[1], Satoshi Hayakawa[2] and Yukihide Mori[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi FBR Systems Inc.

# 次世代ナトリウム冷却高速炉の燃料集合体・炉心構成要素設計
# （2）径方向中性子遮蔽体構造の最適化方策の検討

Fuel and NFBC assemblies design for the next generation sodium-cooled fast reactor

(2) Optimization of a radial shielding structure

*斎藤 裕幸[1]，日暮 浩一[1]，増山 大輔[2]，大木 繁夫[3]，大釜 和也[3]，前田 誠一郎[3]

[1]MFBR，[2]三菱重工，[3]原子力機構

次世代ナトリウム冷却高速炉の中性子遮蔽候補材に対し、遮蔽性能・構造健全性等に対する得失を整理し、使用条件に応じた構造最適化方策をまとめた。

**キーワード：**次世代炉，ナトリウム冷却高速炉，径方向遮蔽体，黒鉛，水素化ジルコニウム，炭化ホウ素

## 1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉の炉心径方向遮蔽には、中性子検出器（NIS）が適切に応答する等価熱中性子束を達成しつつ、原子炉容器内構造物の着目部位（炉心槽等）での中性子照射量制限を満足するよう中性子束を減衰させることが求められるとともに、原子炉容器大型化の回避のために可能な限り遮蔽体厚さを薄くすることが求められる。その一方で、ガンマ線については放射化 Na が主線源となるため、径方向遮蔽に対しては特段の要求はない。そのため、候補遮蔽材は中性子遮蔽に着目して、水素化ジルコニウム（Zr-H）、炭化ホウ素（$B_4C$）、黒鉛及びステンレス鋼が考えられる。本発表では、それぞれの遮蔽材に対する得失を整理し、径方向中性子遮蔽体としての使用条件に応じた構造最適化について検討した。

## 2. 検討内容

ブランケット燃料集合体外側にステンレス鋼遮蔽体 2 層を設置し、その外側に上記 4 種の遮蔽体を 1 層設置した場合について、炉心中心高さ位置での高速中性子束（E>0.1MeV）の減衰分布を図 1 に示す。①Zr-H は、3 桁減衰を可能とする優れた遮蔽体であるが、熱中性子による構造材の He 脆化及び遮蔽体破損時の水素放出が問題となる。②$B_4C$ は、Zr-H に次いで優れた遮蔽性能を有するが、$^{10}B(n, \alpha)$反応により発生する He ガスへの対応（ガスプレナムの確保あるいはベント型ピンの採用等）が必要となる場合がある。③黒鉛は、1 桁減衰程度は期待できるが、熱中性子による構造材の He 脆化が懸念事項となるため、黒鉛にホウ素を微添加等の対応が必要である。④ステンレス鋼では、候補材中では最も遮蔽性能が低く、炉心槽照射量制限値を満足するためには 4 層の設置を要するが、使用実績が多く特筆すべき課題はない（寸法制約上径方向遮蔽体は 4 層迄設置可能）。NIS 応答に対しては、遮蔽体透過後に中速中性子が多く残っているステンレス鋼が最も優れている。一方で、Zr-H は高速中性子遮蔽性能が高い半面、NIS 応答に必要な中性子束を得られないことが課題であるため、NIS 応答性と高速中性子遮蔽性とのトレードオフに配慮した設計が必要となる。

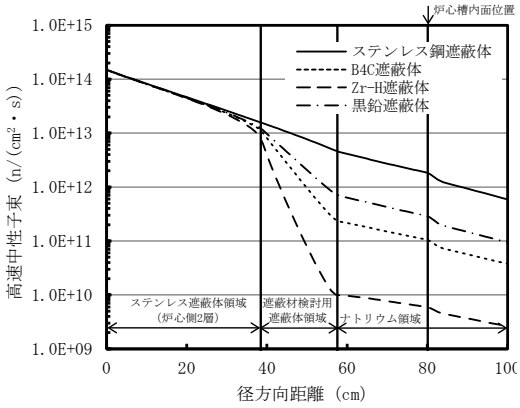



図 1　径方向高速中性子束減衰分布

## 3. 結言

種々の中性子遮蔽候補材を採用した場合における得失を整理した結果、次世代ナトリウム冷却高速炉の径方向遮蔽体は寸法上の制約を踏まえ、ステンレス鋼遮蔽体 4 層の構成が最適であるとの結論に至った。

◇本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

* Hiroyuki Saito[1], Koichi Higurashi[1], Daisuke Masuyama[2], Shigeo Ohki[3], Kazuya Ohgama[3] and Seiichiro Maeda[3]

[1]Mitsubihi FBR Systems, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 4:40 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room I Kumume City Plaza - Meeting Room

## [3I08-14] Space reactor, high-temperature gas-cooled reactor, and coated-particle-fueled light water reactor

Chair: Jun Nishiyama (Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [3I08] Small nuclear reactor for dispersed power systems

1)conceptual design of the reactor system for Luna and Mars surface missions

*Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Taishi Yoshida[1], Yoshihiro Hyodo[1], Kunio Hoshino[1], Yoshiro Nishioka[1] (1.Toshiba)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [3I09] Small nuclear reactor for dispersed power systems

2)nuclear design of the core for Luna and Mars surface missions

*Satoshi Wada[1], Rei Kimura[1], Taishi Yoshida[1], Yoshiro Nishioka[1], Yoshihiro Hyodo[1], Kunio Hoshino[1] (1.TOSHIBA)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [3I10] Small nuclear reactor for dispersed power systems

3)nuclear-thermal analysis of the core for Luna and Mars surface missions

*Taishi Yoshida[1], Rei Kimura[1], Kunio Hoshino[1], Satoshi Wada[1], Yoshihiro Hyodo[1], Yoshiro Nishioka[1] (1.Toshiba)

---

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

### [3I11] Batch wise burnup analysis and fuel pin temperature evaluation of coated particle fuel LWR

*TAKAYA SUZUKI[1], NAOYUKI TAKAKI[1] (1.Tokyo City University)

---

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

### [3I12] Consideration of the hot pressing conditions of the high-strength fuel compact for high-temperature gas-cooled reactor

*Takenori Yamamoto[1], Takuya Tojo[1], Masatoshi Kuroda[1], Junya Sumita[2], Jun Aihara[2], Yukio Tachibana[2] (1.Kumamoto University, 2.JAEA)

---

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

### [3I13] New Reactor Cavity Cooling System (RCCS) having passive safety features

(1)Experimental Conditions of a Scale-down Heat Removal Test Facility for Comparison with a Real RCCS

*Kuniyoshi Takamatsu[1], Tatsuya Matsumoto[2], Koji Morita[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Kyushu University)

---

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

### [3I14] New Reactor Cavity Cooling System (RCCS) Having Passive Safety Features

(2)Experimental Study on Heat Transfer Characteristics Using a Scale Model

*Noriyasu Sato[1], Shuhei Yamaguchi[1], Tatsuya Matsumoto[1], Koji Morita[1], Kuniyoshi Takamatsu[2] (1.Kyushu Univ., 2.JAEA)

---

4:30 PM - 4:40 PM JST | 7:30 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

# 小型分散電源用原子炉システムの開発
# 1）月面・火星ミッションを想定した原子炉システム・炉心コンセプト

Small nuclear reactor for dispersed power systems
1): conceptual design of the reactor system for Luna and Mars surface missions

*木村　礼[1]，和田　怜志[1]，吉田　大志[1]，西岡　佳朗[1]，兵藤　義浩[1]，星野　邦雄[1]
[1]東芝

将来の月面・火星探査において，小型原子炉を熱源とした電源システムの利用が考えられており，小型軽量かつ高い自律制御性・臨界安全性・核セキュリティ性が求められる条件を想定して新たな分散電源用システムの開発を行っている．本発表では原子炉システム及び炉心コンセプトについて発表を行う．

**キーワード：**小型炉，宇宙炉，システム設計，熱電発電，自律制御，核熱連成，臨界安全，核セキュリティ

## 1. 緒言

International Space Exploration Coordination Group (ISECG) [1]では，月面や火星において国際宇宙探査を行うにあたって電源として原子炉が必要であることが認識されている。この様な原子炉では，打ち上げのために小型軽量かつ高い臨界安全性・核セキュリティ性・自律制御性が求められる．また，2035 年までに予定されている火星有人探査では，システム要件として電気出力 10-100kWe・運転期間 8 年以上・比出力 5We/kg 以上が求められる[2]．本研究はこれらの条件を満たす原子炉システムの開発を通じ，新しい分散電源用原子炉概念を構築することを目的とする．

## 2. システムコンセプト

本システムの構成及び熱・温度条件を図１に示す．炉心で発生した熱はヒートパイプにより熱電モジュールへ輸送され，熱電モジュール内を流れた熱量のうち 20kW が電力として取り出され，最終的に放熱パネルから放熱される．放熱パネルの重量低減のために放熱パネル温度を高く，熱電変換効率向上のために熱電モジュール温度差を拡大する．熱効率の良いシステムを構築するためには炉心温度を可能な限り高める必要がある．

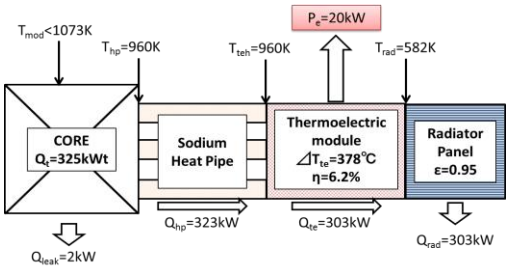



図１：システム構成

## 3. 炉心コンセプト

図２に本システムの炉心レイアウトを示す．臨界安全性・核セキュリティ性を満たすため，燃料は 20wt%以下の低濃縮ウランを用い，炉心を小型化するために減速材を用いた．更に，減速材には 800℃まで水素解離しない水素化カルシウムを選定した[3]．また、ヒートパイプ周辺に出力ピークを持たせて減速材最高温度を抑制する炉心レイアウトを採用し，炉心出力密度向上・システム効率向上を図った．

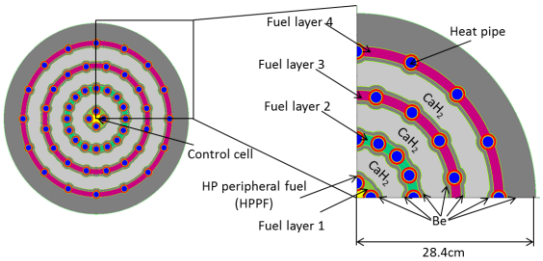



図２：炉心レイアウト

**参考文献**

[1] “ISECG Global Exploration Roadmap”, http://www.globalspaceexploration.org, 20 August, 2013
[2] “NASA Technology Roadmaps TA3: Space Power and Energy Storage”, NASA (2015).
[3] 大角泰章　水素吸蔵合金　アグネ技術センター

*Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Taishi Yoshida[1], Yoshiro Nishioka[1], Yoshihiro Hyodo[1] and Kunio Hoshino[1]
[1]Toshiba Corporation

# 小型分散電源用原子炉システムの開発
# 2）月面・火星ミッションを想定した炉心の臨界性向上手法と制御

Small nuclear reactor for dispersed power systems

2) Nuclear design of the core for Luna and Mars surface missions

*和田　怜志[1]，木村　礼[1]，吉田　大志[1]，西岡　佳朗[1]，兵藤　義浩[1]，星野　邦雄[1]

[1]東芝

将来の月面・火星探査において，小型原子炉を熱源とした電源システムの利用が考えられており，小型軽量かつ高い自律制御性・臨界安全性・核セキュリティ性が求められる条件を想定して新たな分散電源用システムの開発を行っている。

**キーワード：**小型炉，宇宙炉，自律制御，臨界安全，核セキュリティ

## 1. 緒言

International Space Exploration Coordination Group (ISECG) [1]では，月面や火星において国際宇宙探査を行うにあたって電源として原子炉が必要であることが認識されている。惑星探査用原子炉では，打ち上げのために小型軽量かつ高い臨界安全性・核セキュリティ性・自律制御性が求められる。これらの条件を満たす原子炉システムは低濃縮ウランを用いた熱中性子炉が適している。しかし，小型炉心は中性子の漏れ量が多く，重量を抑え臨界性を向上させる必要がある。米国航空宇宙局 (NASA)では[2]，惑星探査用原子炉の運転期間は 8 年以上必要としている。本発表では長期自律制御運転を行う小型炉心を構築するための臨界性向上及び炉心制御について発表を行う。

## 2. 小型炉心の構築

臨界性向上手法として，ベリリウム(Be)を反射体・中性子増倍材として使用した。これは，Be は減速比が比較的大きく，かつ 1.749MeV 以上の中性子による(n,2n)反応で中性子を増倍させる効果があるためである。図 1 に示す体系の反射体に $CaH_2$ を用いた場合(case1)と Graphite を用いた場合(case2)，Be を用いた場合(case3)の実効増倍率を表 1 に示す。表 1 より Be 反射体により臨界性が向上することがわかった。

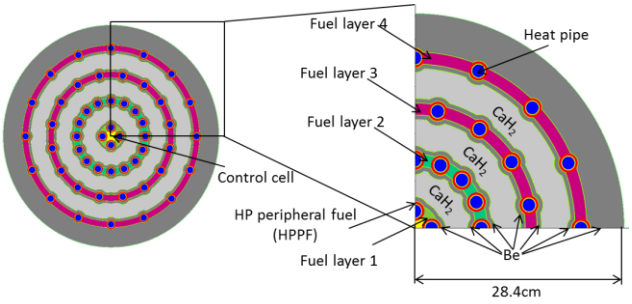



図 1. 炉心体系

表 1　反射体と実効増倍率の関係

| | k-eff | | error[%] |
|---|---|---|---|
| case1 ($CaH_2$) | 0.972 | ± | 0.03 |
| case2 (Graphite) | 0.983 | ± | 0.04 |
| case3 (Beryllium) | 1.043 | ± | 0.03 |

炉心制御機構として，起動時の人為的に調整・操作できる制御機構と安定運転時に臨界状態を自律制御する機構が必要である。制御機構については，発表にて報告を行う予定である。

## 参考文献

[1] “ISECG Global Exploration Roadmap”, http://www.globalspaceexploration.org, 20 August, 2013.

[2] “NASA Technology Roadmaps TA3: Space Power and Energy Storage”, National Aeronautics and Space Administration (2015).

*Satoshi Wada[1], Rei Kimura[1], Taishi Yoshida[1], Yoshiro Nishioka[1], Yoshihiro Hyodo[1] and Kunio Hoshino[1]

[1]Toshiba Corporation

# 小型分散電源用原子炉システムの開発
# 3）月面・火星ミッションを想定した炉心の核熱評価

Small nuclear reactor for dispersed power systems

3) Nuclear-thermal analysis of the core for Luna and Mars surface missions

*吉田　大志[1]，木村　礼[1]，星野　邦雄[1]，和田　怜志[1]，兵藤　義浩[1]，西岡　佳朗[1]

[1]東芝

将来の月面・火星探査では、小型原子炉を熱源とした電源システムの利用が考えられている。この原子炉には、小型軽量ならびに高い自律制御性、臨界安全性、核セキュリティ性といった仕様が求められるため、分散電源用システムとしての要求条件を想定しながら開発を進めている。本発表では原子炉の温度制約を満たす核熱設計について発表を行う。

**キーワード**：小型炉，宇宙炉，熱電発電、自律制御，核熱連成、臨界安全，核セキュリティ

## 1. 緒言

月面や火星での国際宇宙探査では、電源としての原子炉の必要性が認識されている[1]。2035 年までの火星有人探査では電気出力 10-100kWe、運転期間 8 年以上が要求[2]されており、炉心熱設計では発電側への熱輸送に係る原子炉の除熱性能確保が求められる。本発表ではこれらの条件を満たす炉心コンセプトに対して核熱解析を行い、除熱性能向上手法について論じる。

## 2. 熱的制限

宇宙環境利用の観点から原子炉の冷却には静的駆動のヒートパイプ(HP)を用い、熱中性子炉の減速材には水素化物($CaH_2$)を用いることを想定している。しかしながら、$CaH_2$ には水素が解離し臨界性が低下してしまう制限温度 800℃が存在し、減速材の最高温度が温度制限となる。

## 3. 除熱性能向上手法の検討

除熱性能の改良として、(1) 発熱部である燃料から直接除熱し燃料と減速材を分離、(2) 高温領域(HP 間)から低温領域(HP 近傍)への熱輸送促進のため燃料周囲に高熱伝導率のベリリウム(Be)パスを配置、(3) 燃料濃縮度分布による炉心出力分布平坦化を実施した。本検討では、核計算で得られた出力分布を与えて CFD コードを用いて解析した。その結果を図 1 に示す。(a)では燃料域内の濃縮度が均一であり HP 間に高温領域が生じている。除熱改良手法(3)として熱的裕度のある HP 近傍で出力ピーキングが大きくなるように濃縮度を調整した結果が(b)である。(b)では炉心温度分布は平坦化され、$CaH_2$ は燃料近傍の最高温度点において 748℃であり熱的制限値 800℃を満たしていることが確認できる。また、燃料周囲に Be を配置することで臨界性が向上することを確認した。

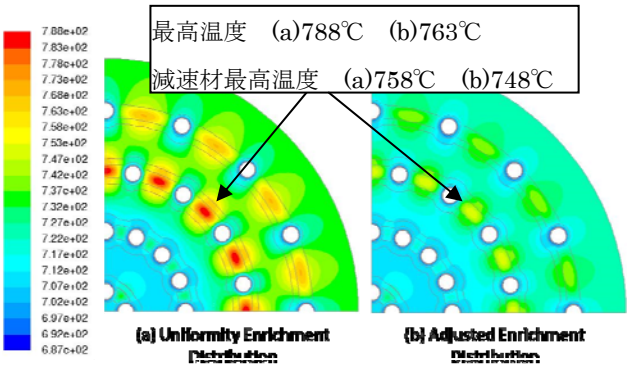



図 1. 温度分布

## 参考文献

[1] “ISECG Global Exploration Roadmap”, http://www.globalspaceexploration.org, 20 August, 2013.

[2] “NASA Technology Roadmaps TA3: Space Power and Energy Storage”, National Aeronautics and Space Administration (2015).

* Taishi Yoshida, Rei Kimura[1], [1]Satoshi Wada[1], Kunio Hoshino[1], Yoshihiro Hyodo[1] and Yoshiro Nishioka[1]

[1]Toshiba Corporation

# 被覆粒子燃料軽水炉の集合体燃焼解析および燃料内温度分布評価

Batch wise burnup analysis and fuel pin temperature evaluation of coated particle fuel LWR

*鈴木 貴也[1]，高木 直行[1]
[1]東京都市大学

長期および高燃焼度を達成する被覆粒子燃料軽水炉について，燃料交換を想定した集合体燃焼解析と燃料内温度分布評価により，炉概念の核および熱的成立性の予備的検討を行った．

**キーワード： 被覆粒子燃料，混合酸化物燃料，平衡サイクル，燃料内温度分布**

**1. 緒言**　被覆粒子燃料(Coated ParticleFuel: CPF)を SiC 母材に分散させたペレットを被覆管に納めた被覆粒子燃料軽水炉(CPF-LWR)において，MOX 燃料を使用し最適な CPF の充填率(Packing Fraction: PF) を設定することで，現行軽水炉と同等以上の燃焼特性を達成できる可能性のあることが，これまでの研究のピンセル解析より明らかとなった．そこで本研究では，①計算体系をピンセルから集合体に拡大し，バッチ計算によって CPF-LWR 炉心の詳細な核特性を評価するとともに，②被覆粒子燃料内の通常運転時の温度分布を計算することで，炉心概念の核および熱的成立性の予備的検討を行った．

**2. 解析方法**　①集合体燃焼解析　CPF-LWR のバッチ計算を行う最小の集合体構成として，熱出力 3,900MW の ABWR を基に周期境界条件を用いて 4 集合体体系を作成した．燃料組成は MOX 燃料(Pu 富化度 30%)を用いた．また，運転サイクル長は 13 ヵ月とした．解析には汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP の燃焼計算モジュール MVP-BURN と核データライブラリには JENDL-4.0 を用いた．

また，平衡サイクルを達成する条件を検討した結果，CPF-LWR は現行軽水炉に比べ炉内重金属量が少ないため，PF=0.3，バッチ数：4 では達成しなかった．このため，PF=0.4，バッチ数：2 に設定した．これらの条件を用いて，平衡サイクル末期（EOC）の集合体取出平均燃焼度や Pu 消費率といった燃焼特性および反応度係数を評価した．

②CPF 内温度分布計算　PF 変化による CPF 内温度分布への影響を調べた．本研究では CPF 表面温度から一次元定常熱伝導方程式を用いて温度分布を求めた．この時，CPF 表面温度は SiC 母材と CPF を均質とした SiC ペレット中心温度と同値とした。ただし，SiC ペレットの燃焼に伴う物性値変化に関する知見が少ないため，ガス炉用燃料コンパクトの物性値を引用した．

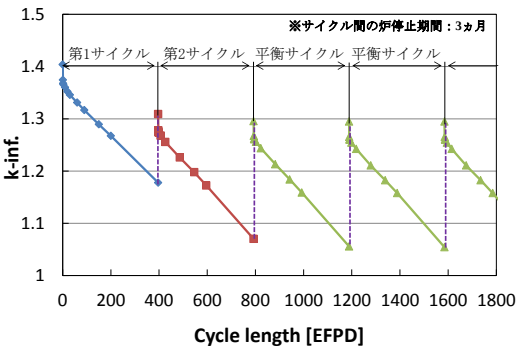



図 1. 各サイクルの k-inf.の変化
（PF=0.4，バッチ数：2）

表 1. 集合体取出平均燃焼度と平均 Pu 消費率

| | CPF-LWR | ABWR |
|---|---|---|
| 取出平均燃焼度 [GWd/t/assembly] | 180 | 38 |
| 平均Pu消費率 [%/assembly] | 50 | – |

表 2. CPF-LWR の平衡サイクル初期(BOC)および末期(EOC)の反応度係数

| | 平衡サイクル初期 (BOC) | 平衡サイクル末期 (EOC) |
|---|---|---|
| Doppler coefficient [⊿k/kk'/K] | −1.22E−04 | −1.11E−05 |
| Void coefficient [⊿k/kk'/void%] | −6.52E−04 | −1.53E−04 |

**3. 結果**　①集合体燃焼解析　各運転サイクルの k-inf.の変化を図 1 に示す．また，EOC の集合体取出平均燃焼度と Pu 消費率を表 1 に示す．取出平均燃焼度は 180[GWd/t]となり，ABWR の燃焼度の 4 倍以上であることが分かった．この時，集合体に装荷された Pu 量は 50%消費されることを確認した．

平衡サイクル初期（BOC）および EOC の反応度係数を表 2 に示す．いずれも負の反応度係数となった．BOC では，ボイド係数は ABWR の値とほぼ同等であり，ドップラー係数はその絶対値が 10 倍以上大きくなる傾向を示した．

②CPF 内温度分布計算　ABWR 燃料と同等の出力密度をもつ SiC ペレット中の CPF 中心温度は 940K～1,130K(PF=0.3~0.05)となり従来の軽水炉燃料中心温度 (1,200K)と同等かより低くなった．

**4. 結言**　Pu 富化度 30%MOX 燃料を用いた CPF-LWR は，充填率をガス炉用燃料よりやや高めに設定し，燃料集合体の炉内滞在期間を 4 から 2 サイクルに短縮することで平衡サイクルを達成する．この時，現行軽水炉と比較して，CPF-LWR は同等の安全パラメータと 4 倍以上高い燃焼度を達成し，かつ低い燃料温度で運転可能であることが分かった．さらに，高い Pu 消費を達成する可能性が示された

**参考文献**

[1] Rachel A. Shapiro and Matthew J. Vincenzi, "OPTIMIZATION OF FULLY CERAMIC MICRO-ENCAPSULATEDFUEL ASSEMBLY FOR PWR", Proc. of PHYSOR 2014, (2014)

*Takaya SUZUKI[1] and Naoyuki TAKAKI[1]
[1]Tokyo City Univ.

# 高強度な高温ガス炉燃料成形体の焼成条件の検討

Consideration of the hot pressing conditions of the high-strength fuel compact for high-temperature gas-cooled reactor

*山本　健義[1]，東條　拓也[1]，黒田　雅利[1]，角田　淳弥[2]，相原　純[2]，橘　幸男[2]
[1]熊本大学，[2]原子力機構

試作した高温ガス炉燃料成形体の機械特性を測定した。また、燃料成形体の強度を焼成条件によりモデル化するための実験計画を作成した。

**キーワード：**高温ガス炉，耐酸化燃料要素，強度

## 1. 緒言

高温ガス炉に使用される燃料要素の母材には、現在は黒鉛材料が用いられている。高温ガス炉の特徴的な事故のひとつである空気侵入事故時に想定をはるかに超える空気が炉内へ侵入した場合においても、燃料の耐酸化性能を維持し安全性を向上させるため、耐酸化性を有する燃料要素の開発が進められている。その開発の一環として、耐酸化燃料要素の強度を成形パラメータによりモデル化する研究が行われている。本研究では、まずモデル化の準備として、試作した成形体の機械特性データを超音波パルス法による測定と圧縮試験により取得した。次に、実験計画法によりモデル化に必要な成形体の焼成条件を策定した。

## 2. 機械特性評価

### 2-1. 実験方法

本研究では、耐酸化性の SiC を含む SiC/C 混合母材を持つ、円柱状の成形体を試験片として用いた。これは、被覆燃料粒子を模擬したアルミナ粒子を、母材原料粉末(C と Si の混合物)でオーバーコートした物(オーバーコート粒子)を型に詰め、ホットプレスにより反応焼結させることで作製した。その後、試験片に対して超音波パルス法による測定と圧縮試験を行い、機械特性データを取得した[1] [2]。

### 2-2. 実験結果および考察

圧縮試験により得られた応力 - ひずみ線図の直線部分から求めたヤング率と、超音波パルス法による測定結果から求めたヤング率のホットプレス温度依存性を図 1 に示す。同図より、超音波パルス法による測定と圧縮試験によるものでは、ヤング率にばらつきが生じていることが分かる。ここで、超音波パルス法による測定結果から求めたヤング率は、作製された試験片が等方性材料であるとの仮定の下で求めたものである。従って実験データのばらつきの要因として、作製された試験片が完全な等方性を有していないためであることが考えられる。

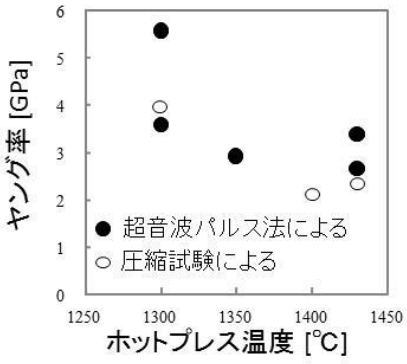



図 1. ホットプレス温度とヤング率の関係

## 3. モデル化のための実験計画

本研究では燃料成形体の強度に影響する制御可能なパラメータとしてホットプレス温度、ホットプレス時間を選定し、実験計画法によりモデル化に必要な成形体の焼成条件を策定した。ここで、実験計画法とは、効率的かつ経済的に、妥当で適切な結論に到達できるような実験を計画する方策である[3]。

## 参考文献

[1] JIS R 1602,“ファインセラミックスの弾性率試験方法”　[2] JIS R 1608:2003,“ファインセラミックスの圧縮強さ試験方法”
[3] JIS Z 8101-3,“統計－用語と記号－第 3 部：実験計画法“

本研究は、文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された「高温ガス炉の安全性向上のための革新的燃料要素に関する研究」の成果です。

*Takenori Yamamtoto[1], Takuya Tojo[1], Masatoshi Kuroda[1], Junya Sumita[2], Jun Aihara[2] and Yukio Tachibana[2]
[1]Kumamoto Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

# 受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備
# （1）実機の RCCS と比較するために等倍縮小した除熱試験装置の実験条件

New Reactor Cavity Cooling System (RCCS) having passive safety features

(1) Experimental Conditions of a Scale-down Heat Removal Test Facility for Comparison with a Real RCCS

*高松 邦吉[1]，松元 達也[2]，守田 幸路[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]九州大学

受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備(以下、冷却設備)を提案した。その優れた除熱性能を示すために、九州大学で伝熱試験装置による実験を実施中である。また、実機の大きさの冷却設備(以下、①)のふく射及び自然対流を再現できる方法を検討した結果、①の代表長さ$L_{①}$に対する、等倍に縮小したスケールモデル(伝熱試験装置) (以下、②)の代表長さ$L_{②}$の比 $\frac{L_{②}}{L_{①}}=\frac{1}{x}$ を用いて、②の実験条件を定める手法を提案できた。

**キーワード**：炉容器冷却設備，受動的安全性，高温ガス炉，高温工学試験研究炉，超高温ガス炉，炉心溶融，冷却材喪失事故，グラスホフ数

**1. 緒言**　動的機器および非常用電源等を必要とせず、ヒートシンクを喪失することのない、受動的安全性を持つ新しい冷却設備を提案した[1]。また、九州大学において、本冷却設備の優れた除熱性能を示す伝熱試験装置の設計及び製作を完了した。平成 28 年度、実験により除熱の物理的メカニズムを明らかにする。本発表では、①のふく射及び自然対流を同時に再現できるよう、②の実験条件を定める手法を提案する。

**2. 評価方法**

**2-1. ふく射**　①を等倍に縮小した相似形の②は、①と同じ形態係数にできる。②の RPV の代表温度 $T_{\mathrm{RPV(②)}}$、②の冷却面の代表温度 $T_{\mathrm{RCCS(②)}}$を、①の代表温度に合わせることで、ふく射で除熱される熱流束は同じにできる。一方、空気を減圧すれば自然対流が減少し、ふく射のみによる除熱効果を評価できる。

**2-2. 自然対流**

**2-2-1. グラスホフ数 Gr**

②の作動流体（空気）を $\frac{p_{②}}{p_{①}}=x^{\frac{3}{2}}$ まで加圧すると、②のグラスホフ数 Gr は①と同じにできる。プラントル数 Pr は温度および圧力に依存しないため、レイリー数 Ra も同じにできる。一方、自然対流による熱流束 $q''_{\mathrm{Natural}}=\frac{\mathrm{Nu_m}\cdot\lambda}{L}\cdot\left(T_{\mathrm{RPV}}-T_{\mathrm{RCCS}}\right)$ は、代表長さ $L$ を変数として含むため、①の熱流束 $q''_{\mathrm{RCCS(①)}}$及び自然対流の熱伝達率 $h_{\mathrm{NAT(①)}}$ を用いて、②の熱流束を $q''_{\mathrm{RCCS(②)}}=q''_{\mathrm{RCCS(①)}}+\left(x-1\right)\cdot h_{\mathrm{NAT(①)}}\cdot\left(T_{\mathrm{RPV}}-T_{\mathrm{RCCS}}\right)$ と設定できる。

**2-2-2. 自然対流による熱流束及び熱伝達率**

②に①の熱流束を与えた場合でも、②の作動流体を加圧することで、②の RPV の代表温度 $T_{\mathrm{RPV(②)}}$と②の冷却面の代表温度 $T_{\mathrm{RCCS(②)}}$を、①の代表温度と同じにできる。①と②のふく射による熱流束は同じなので、①と②の自然対流による熱流束及び熱伝達率は同じにできる。一方、②のグラスホフ数 Gr は①より小さくなる。言い換えると、②の粘性力に対する浮力（自然対流）の効果が①と比較して小さい場合でも、②から①と同じ自然対流による熱流束 $q''_{\mathrm{Natural(①)}}$を除去できる。

**2-3. 流速比**　①を等倍に縮小した場合、①と②の自然対流による流速比は、$\frac{u_{②}}{u_{①}}=\frac{\sqrt{L_{②}}}{\sqrt{L_{①}}}=\sqrt{\frac{1}{x}}$となる。

**3. 結論**　①のふく射及び自然対流を同時に再現できる方法を検討した結果、①と②の代表長さの比 $x^{-1}$ を用いて②の実験条件を定める手法を提案できた。

**参考文献**　[1] 高松他 2 名：受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備", 本会 2015 年秋の大会, B07.

**謝辞**　本研究は、JSPS 科研費 JP15K06676 の助成を受けたものです。

---

*Kuniyoshi Takamatsu[1], Tatsuya Matsumoto[2] and Koji Morita[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyushu University.

# 受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備
# （2）スケールモデルによる伝熱特性に関する実験的検討

New Reactor Cavity Cooling System (RCCS) Having Passive Safety Features

(2) Experimental Study on Heat Transfer Characteristics Using a Scale Model

*佐藤 紀恭[1]，山口 修平[1]，松元 達也[1]，守田 幸路[1]，高松 邦吉[2]

[1]九州大学，[2]日本原子力研究開発機構

高温ガス炉の事故時にふく射伝熱を用いることで崩壊熱を受動的に除去できる炉容器冷却設備について、スケールモデルを用いた基礎的な実験を実施した。その結果、伝熱試験装置が模擬する冷却設備について、その基本的な伝熱特性について定量的な知見を得た。

**キーワード**：高温ガス炉，炉容器冷却設備，崩壊熱除去，受動的安全性，ふく射伝熱

**1. 緒言**　福島第一原子力発電所事故後、深層防護の観点から炉心損傷の防止対策の重要性が再確認されている。また、平成 26 年 4 月に決定された我が国のエネルギー基本計画では、固有の安全性を有する高温ガス炉の研究開発を推進することが明記された。このような背景から、高温ガス炉においてふく射伝熱を利用することで崩壊熱を受動的に除熱できる新たな冷却設備が提案されている[1]。本研究ではこの冷却設備の伝熱特性を把握するためスケールモデルを用いた基礎的な実験を行い、ふく射伝熱の寄与について定量的に評価した。

**2. 実験方法及び結果**　実験装置(スケールモデル)の概略を図 1 に示す。実験装置はヒーターを内包する加熱部、接続部及び冷却部から構成され、厚さ 3 mm のスティール壁で密閉容器を形成している。冷却面(No. 7, 9, 10, 12)及び頭頂面(No. 13)以外は断熱材で覆われ、各壁面内外の熱電対、外壁面の熱流センサーで壁面温度、熱流束を測定した。本実験では、装置の伝熱特性を把握するため、ヒーターの表面温度を約 400℃で一定に保ち、各壁面での温度及び熱流束を 12 時間測定した。また、冷却部を 2、3 段と変えることで、冷却特性への影響を調べた。冷却部を 2 段とした場合の各壁面での平均熱流束を図 2 に示す。

**3. 伝熱特性の分析**　本実験装置の伝熱特性を分析するため、ヒーターから密閉容器壁面への熱輸送におけるふく射伝熱の寄与を電気回路法により評価した。冷却部を 2 段とした時の個々の面へのふく射伝熱による伝熱量を図 3 に示す。ふく射伝熱の寄与は、熱輸送量全体の 50~64%(冷却部 2 段)、50~69%(冷却部 3 段)となり、本実験条件では、冷却部の長さが熱輸送に与える影響は小さい。この要因としては、図 3 から分かるように装置下部である壁面 No.4~9 へのふく射伝熱が大きく、冷却部上部におけるふく射伝熱の寄与が相対的に小さくなったためと考えられる。今後は、実験装置の底部断熱面に設置した反射板によるふく射伝熱の促進効果などについて検討を進める。

**参考文献**　[1] 高松他 2 名：受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備”，本会 2015 年秋の大会, B07.

**謝辞**　本研究は、JSPS 科研費 JP15K06676 の助成を受けたものです。

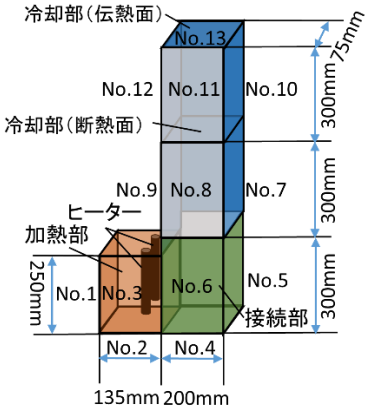



図 1　実験装置の概略

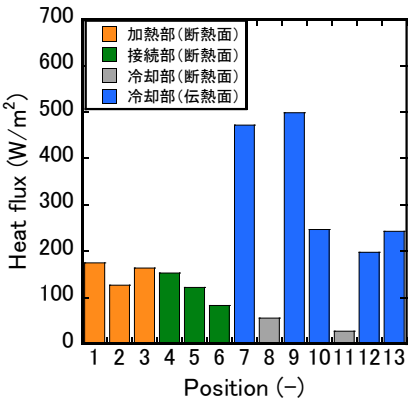



図 2　熱流束測定結果

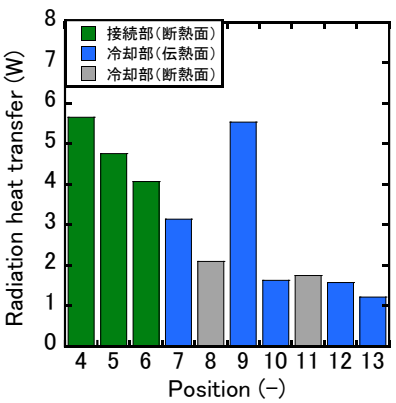



図 3　ふく射による熱伝達

*Noriyasu Sato[1], Shuhei Yamaguchi[1], Tatsuya Matsumoto[1], Koji Morita[1] and Kuniyoshi Takamatsu[2]

[1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:20 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 12:30 AM - 1:20 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [3J01-03] Environmental Remediation 2

Chair: Iwao Shimoyama (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [3J01] On-site test for the decontamination of designated wastes

The characteristics of colloidal fractions in the waste extract

*Yoko Fujikawa[1], Hiroaki ozaki[2], Tatsuya Fujita[2], Shogo Taniguchi[2], Ryouhei Tanakami[2], Aiichiro Fujinaga[2], Paul Lewtas[3], Keiko Fujiwara[1], Yoshiaki Tanaka[1], Shinji Sakurai[4] (1.Kyoto University Research Reactor Instituite, 2.Osaka Sangyo University, 3.Edith Cowan University, 4.Osaka Prefecture University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [3J02] Analysis of phase stability in Cs-Si-Fe-O compound by a first principles calculation

*Chikashi Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Ohsaka[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [3J03] Volume Reduction of Cesium Contaminated Soil by Superconducting Magnetic Separation Technology

*Yoko Akiyama[1], Kazuki Yukumatsu[1], Hiroki Horie[1], Shigehiro Nishijima[1], Fumihito Mishima[2], Tomio Sekiyama[3], Seiichiro Mitsui[3], Mitsugu Kato[3] (1.Osaka University, 2.Fukui University of Technology, 3.JAEA)

10:15 AM - 10:20 AM JST | 1:15 AM - 1:20 AM UTC

Time reserved for Chair

# 指定廃棄物除染方法の現場試験
# —廃棄物抽出液中コロイド成分の組成等の考察

On-Site Test for the Decontamination of Designated Waste
- The Characteristics of Colloidal Fractions in the Waste Extract

*藤川陽子[1]、尾崎博明[2]　藤田達也[2]　谷口省吾[2]高浪龍平[2]　藤長愛一郎[2]　ポールルータス[3]　藤原慶子[1]、田中良明[1]、櫻井伸治[4]

[1]京大炉、[2]大産大、[3]エディスコーワン大、[4]大阪府大

著者らは放射性物質汚染対処特措法に定める指定廃棄物抽出液に対してクロスフロー式限外濾過を行い抽出液中の放射性セシウムについて分子量分画を行った。また、放射性セシウムを含まない類似の廃棄物試料の抽出液の限外濾過を行い ICP 質量分析法を用いてコロイド状の成分の組成を推定することを試みた

**キーワード**：1，指定廃棄物、焼却灰，限外濾過、放射性セシウム，コロイド

## 1. 緒言

従来の放射性廃棄物の地中埋設処分の安全評価においては放射性セシウム(rad-Cs)のようなアルカリ金属元素がコロイドを形成することは必ずしも想定してこなかった。その理由は、セシウムは、腐植物質等の有機物との錯体形成能は弱いことからく有機コロイド形成の可能性は低く、アクチノイド元素のように加水分解する特性もないことから真性コロイドとなる可能性も低いことがある。一方、我々は福島第一原発事故由来の rad-Cs を含む下水汚泥やゴミ焼却灰の抽出液からのフェロシアン化物共沈試験において、rad-Cs の一部がイオンとは考えにくい挙動を取ることを現場試験で見出したため検討を行った。

## 2. 試験方法および結果

現場試験において福島第一原発事故由来の放射性セシウムを含む下水汚泥溶融飛灰の 0.5M シュウ酸抽出液、下水汚泥焼却飛灰 1 種の 5M 塩酸抽出液(限外ろ過時は 1M に希釈) を分画分子量 5000 Da のクロスフロー式限外ろ過膜でろ過し rad-Cs を分子量分画した。膜の特性を勘案し、溶融飛灰および焼却飛灰抽出液中の rad-Cs のうち最大 14%、最大 46%が分子量 5000Da 超の画分と推定された。類似の下水汚泥焼却飛灰の抽出液について同様に限外濾過して分子量 5000 超の可能性のある画分を ICP-MS 分析し、Ti、Zr,、W、Th、Cs 安定同位体が多いという結果を得た（左図)。

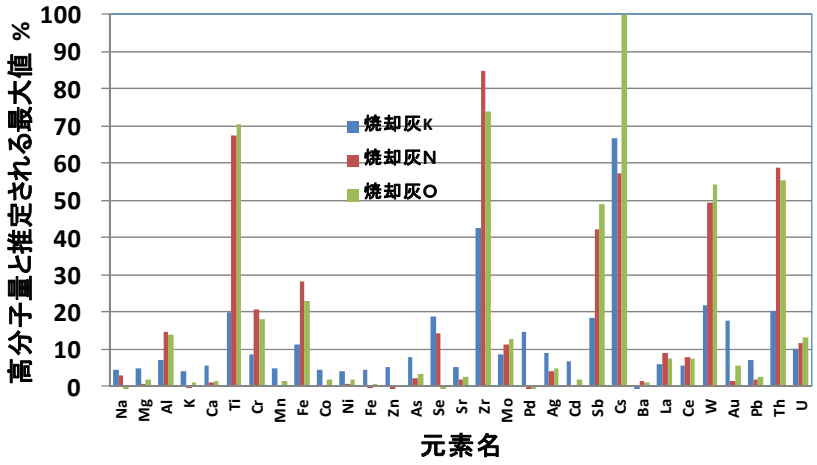



図　焼却灰試料 3 種の 5M 塩酸抽出液限外濾過後の元素分析

*Yoko Fujikawa[1], Hiroaki Ozaki, [2], Tatsuya Fujita[2], Shogo Taniguchi[2], Ryouhei Takanami[2], Paul Lewtas[3], Keiko Fujiwara[1], Yoshiaki Tanaka[1], Shinji Sakurai[4]　[1] Kyoto Univ , [2] Osaka Sangyo Univ., [3] Edith Cowan Univ. , [4] Osaka Prefecture Univ.

# 第一原理計算による Cs-Si-Fe-O 系化合物の相安定性評価

Analysis of phase stability in Cs-Si-Fe-O compound by a first principles calculation

*鈴木　知史、中島　邦久、逢坂　正彦
日本原子力研究開発機構

福島第一原発の廃止措置に向けた核分裂生成物の化学挙動解明の一環として、Cs の構造材への化学吸着挙動評価が進められている。この化学吸着による反応生成物として示唆されている Cs-Si-Fe-O 系化合物について、第一原理計算を用いて安定性を評価した。その結果、$CsSi_2FeO_6$ が最安定であることが分かった。

**キーワード**：Cs-Si-Fe-O 系化合物、化学吸着、第一原理計算

## 1. 緒言

福島第一原発(1F)の廃止措置に向けて、炉内に付着した核分裂生成物(FP)の性状評価が求められている。特に、長期にわたり放射線源・発熱源となる Cs が構造材と化学反応を生じて固着する化学吸着挙動の解明が重要であり、そのためには吸着により生成した化合物を特定しその性状を評価する必要がある。このため我々は、体系的な Cs の化学吸着実験及び解析による吸着メカニズムの解明を目的とした基礎研究を進めている。これまでに、ステンレス鋼(SS)表面の酸化物層において Fe を含有する Cs-Si-O 化合物が形成されることを、XRD により確認されている[1]。一方、米国等においても過去に CsOH を蒸発させ SS 表面に化学吸着させた実験が行われ、我々の研究とは異なる Cs-Si-O 系($Cs_2Si_4O_9$)と考えられる化合物の形成が報告されている[2]。そこで、構造材表面に形成される Cs 化合物を特定するために、第一原理計算を用いて、これまでの実験により生成が報告されている Cs 化合物の安定性を評価した。

## 2. 解析手法及び結果

安定性の評価は、Vienna Ab-initio Simulation Package (VASP) [3]を用いて、同数の Cs, Si, Fe 及び O を含む各種化合物のエネルギーを計算することにより行った。計算対象化合物は、文献による報告等を基にエネルギー的にその存在が確からしいものとし、$Cs_2O$, $SiO_2$ 及び $Fe_2O_3$ を基準物質として、それとのエネルギーを比較した。Fe を含む化合物については、エネルギー的に最も安定となるように各化合物の磁性を設定した（いずれも反強磁性）。また $Fe_2O_3$ は GGA+U 法により計算を行い、U＝4.6 eV, J＝0.3 eV とした。各化合物のエネルギーの計算結果を表 1 に示す。第一原理計算による断熱近似の範囲において Cs-Si-Fe-O 系化合物の方が Cs-Si-O 系化合物より安定であること、さらに $CsSi_2FeO_6$ が最も安定であるという結果が得られた。この結果は、我々の実験[1]において確認された Cs-Si-Fe-O 系化合物の存在、並びに Cs と Si の組成比が 1 : 2 であるという米国の実験結果[2]とは整合するものであるが、化合物組成という点では一致しない。

## 3. 考察及び結論

我々の研究では、XRD により酸化物層の表面に同定された Cs-Si-Fe-O 化合物は $CsSiFeO_4$ であり、計算による評価で最安定とされた $CsSi_2FeO_6$ とは異なる。これは、材料表面はバルク状態とエネルギー的な条件が異なること、Si は SS 内奥から供給されるため表面では内奥に比べて Si が不足気味となること、今回の計算結果は断熱近似であること等が挙げられ、これらの評価は今後の課題である。

本第一原理計算での評価により、Cs が SS との化学吸着反応を起こして Cs と Si の組成比が 1 : 2 である Cs-Si-Fe-O 系化合物が形成される新規な実験結果に対して理論的裏づけを与えることができた。

表 1 Cs-Si-Fe-O 系化合物の状態とエネルギー

| 物質 | 系 | エネルギー |
|---|---|---|
| | $Cs_2O+4SiO_2+Fe_2O_3$ | 0 |
| $Cs_2Si_2O_5$ | $Cs_2Si_2O_5+2SiO_2+Fe_2O_3$ | –249 kJ |
| $Cs_2Si_4O_9$ | $Cs_2Si_4O_9+Fe_2O_3$ | –260 kJ |
| $CsSiFeO_4$ | $2CsSiFeO_4+2SiO_2$ | –344 kJ |
| $CsSi_2FeO_6$ | $2CsSi_2FeO_6$ | –390 kJ |

## 参考文献

[1] F. G. Di Lemma, K. Nakajima, S. Yamashita, and M. Osaka, Nucl. Eng. Des. 305 (2016) 411.
[2] NUREG/CR-3197 Vol.1, 1984 June.
[3] G. Kresse and J. Hafner, Phys. Rev. B 47 (1993) 558.

*Chikashi Suzuki, Kunihisa Nakajima and Masahiko Osaka
Japan Atomic Energy Agency

# 超電導磁気分離技術を用いたセシウム汚染土壌の減容化

Volume Reduction of Contaminated Soil by Superconducting Magnetic Separation Technology

*秋山 庸子[1]，行松 和輝[1]，堀江 裕貴[1]，三島 史人[2]，
関山 富男[3]，三ツ井 誠一郎[3]，加藤 貢[3]，西嶋 茂宏[1]
[1]大阪大学，[2]福井工業大学，[3]日本原子力研究開発機構

セシウム汚染土壌の湿式分級によって得られたシルト・粘土懸濁液に対して超電導磁石を用いた高勾配磁気分離を施し、土壌中成分の中でセシウムを安定に吸着する常磁性の 2 : 1 型粘土鉱物を選択的に分離する各種条件を検討するため、実汚染土壌を用いた磁気分離実験を行った。

**キーワード**：汚染土壌，減容化，磁気分離，2 : 1 型粘土鉱物

## 1. 緒言

福島県内の除染に伴い発生した除去土壌は 2000 万 $m^3$ にのぼると推計され、再生利用を前提とした効果的な分離処理技術の開発が望まれている。湿式土壌分級は、土壌を砂礫分とシルト・粘土分に分級し、後者にセシウムが比較的多く吸着されていることを利用して、砂礫分を再利用可能なものとして分離するものである。しかし、農地土壌などのシルト・粘土質に富んだ土壌の場合に分離効率が低下することや、土壌処理によって大量のシルト・粘土分の懸濁液が発生するという問題点がある。本研究では土壌成分のうちセシウムを最も多く強固に吸着する 2 : 1 型粘土鉱物が常磁性体であり、他の成分のほとんどが反磁性体であることに着目した。土壌分級によって排出されるシルト・粘土懸濁液に超電導高勾配磁気分離を行うことで、シルト・粘土分を放射能濃度の高い 2 : 1 型粘土鉱物と放射能濃度の低い他の成分に分離することができることを確認し、実験室スケールでの実験結果をもとに実用的な分離処理システムの検討を行った。

## 2. 結果と考察

福島県南相馬市内で採取された宅地土壌（放射能濃度 約 6600 Bq/kg）を用いて実験を行った。湿式分級で得られた 75 μm 未満の粒子を固液比 1:300 の土壌懸濁液とした。超電導ソレノイド磁石のボア（φ50 ㎜）内の磁気分離領域に磁気フィルター（SUS430、線径 0.34 mm、20 メッシュ、30 枚）を設置し、最大磁束密度 6 T の磁場を印加して流速 3 cm/s の条件で高勾配磁気分離を行った。磁気フィルターに捕捉された土壌、および通過した土壌をそれぞれ回収し、ろ過・乾燥後に乾燥重量と、NaI(Tl)検出器（EMF211 型ガンマ線スペクトロメータ、EMF ジャパン㈱）を用いた放射能濃度の計測を行った。

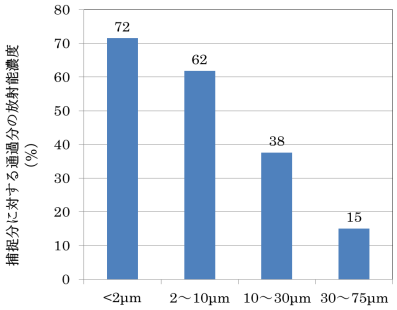



Fig.1 各粒径における捕捉粒子に対する通過粒子の放射能濃度

磁気分離装置を通過した土壌は処理前の土壌に対して放射能濃度が約 13 %減少し、磁気フィルターに捕捉された土壌は 13 %増加したことから、2 : 1 型粘土鉱物が捕捉できていることが確認できた。この捕捉粒子と通過粒子をそれぞれ分画して各粒径区分の粒子の放射能濃度を測定し、(捕捉分-通過分)/(捕捉分)×100（%）でそれらの差を評価した結果を図 1 に示す。2μm以下の粒子の通過分の放射能濃度の低下は小さく，粒子径が大きいほど通過分の放射能濃度が大きく低下する傾向を示した。このことは、セシウムを多く吸着した 2 μm 未満の 2 : 1 型粘土鉱物を効果的に捕捉できるフィルター設計を行うことで、放射能濃度をさらに低減させることができることを示す。また処理量については懸濁液の固液比を増加させ、ボア径数十 cm の超電導磁石を使用することで，数 t/h のシルト・粘土分の処理速度が見込めると試算された。

*Yoko Akiyama[1], Kazuki Yukumatsu[1], Hiroki Horie[1], Fumihito Mishima[2], Tomio Sekiyama[3], Seiichiro Mitsui[3], Mitsugu Kato[3], Shigehiro Nishijima[1], [1]Osaka Univ., [2] Fukui University of Technology, [3]JAEA

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Fri. Sep 9, 2016 10:20 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 1:20 AM - 2:55 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [3J04-09] FDNPP Accident: Radiation Measurement

Chair: Tomoyuki Takahashi (Kyoto Univ.)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[3J04] Mapping project in Fukushima and related researches
(1)Summary on temporal change of air dose rates and radionuclide deposition densities in the 80 km zone

*Kimiaki Saito[1], Satoshi Mikami[1], Masaki Anodoh[1], Norihiro Matsuda[1], Shuichi Tsuda[1], Tadayoshi Yoshida[1], Kazuya Yoshimura[1], Tetsuro Sato[2], Takashi Kano[1], Hideaki Yamamoto[1] (1.JAEA, 2.HSE)

---

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3J05] Mapping project in Fukushima and related researches
(2)Changing trends of air dose rates measured by car-borne surveys in wide area

*Masaki Andoh[1], Norihiro Matsuda[1], Kimiaki Saito[1] (1.JAEA)

---

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3J06] Mapping project in Fukushima and related researches
(3)Imaging of radioactive cesium distribution in forest by a characteristic X-ray camera

*Kobayashi Shingo[1], Yukio Uchihori[1], Hisashi Kitamura[1], Shinya Iwamoto[2], Kentaro Kojima[2], Yuichi Goto[2], Shinobu Kobayashi[2], Kazuo Tanimoto[2], Yasuo Terakado[2], Yasunari Nakajima[2] (1.QST/NIRS, 2.Meisei Electric Co., Ltd.)

---

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3J07] Mapping project in Fukushima and related researches
(4)Distribution of $^{137}$Cs on urban surfaces

*Kazuya Yoshimura[1], Kimiaki Saito[1], Kenso Fujiwara[1] (1.JAEA)

---

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3J08] Mapping project in Fukushima and related researches
(5)Seasonal change in the air dose rate observed by fixed-point measurements

*Hiroko Yoshida[1], Takashi Kanagami[1], Kimiaki Saito[2], Tetsuro Sato[2], Satoshi Mikami[2], Takashi Kanno[2], Masahiro Hosoda[3], Junko Takahashi[4] (1.Tohoku University, 2.JAEA, 3.Hirosaki University, 4.University of Tsukuba)

---

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3J09] Mapping project in Fukushima and related researches
(6)Development and current status of KURAMA-II

*Minoru Tanigaki[1], Ryo Okumura[1], Nobuhiro Sato[1], Yasuhiro Kobayashi[1], Minako Yuda[2], Masaaki Saito[2], Takashi Saito[2], Atsushi Kuwana[2], Takahiro Matsuura[3] (1.Kyoto Univ., 2.Fukushima Agricultural Technology Center, 3.Matsuura Denkosha)

---

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
# （1）80 km 圏内における空間線量率と土壌沈着量の経時変化のまとめ*

Mapping project in Fukushima and related researches

(1) Summary on temporal change of air dose rates and radionuclides deposition densities in the 80 km zone

*斎藤 公明[1], 三上 智[1], 安藤真樹[1], 松田 規宏[1], 津田 修一[1], 吉田 忠義[1], 吉村 和也[1],
佐藤 哲朗[2], 菅野 隆[1], 山本 英明[1]
原子力機構[1], 日立ソリューションズ東日本[2]

事故直後から継続して実施してきた分布状況調査の結果、空間線量率と土壌沈着量の減少傾向が明らかになった。2011 年 6 月からの 4 年間における平均的な空間線量率の減少の割合を、測定状況毎に定量的に明らかにした。人間の生活する環境においては、物理減衰に比べて顕著に速い空間線量率の減少があった。

**キーワード：**分布状況調査，大規模環境モニタリング，空間線量率，定点測定，歩行サーベイ，走行サーベイ，土壌沈着量

## 1. 緒言

原子力機構では国からの委託を受けて多くの機関と協力しながら、福島地域を中心とした空間線量率等分布状況調査を事故直後に開始した後継続して実施し、平成２７年度に第６次の調査が終了した。本調査では、大規模環境測定に基づく汚染マップの作成、放射性セシウムの移行メカニズムの解明、空間線量率の将来予測モデルの開発、マップ及び数値の形式での取得データの公開等を行ってきたが、プロジェクトの直接の成果に加えて派生的な研究成果も様々な形で生まれてきている。本シリーズ発表においては、分布状況調査及びこれから派生した研究の成果について発表する。冒頭の当発表では、基本的な調査対象である空間線量率と土壌沈着量の経時変化に関する知見をまとめる。

## 2. 経時変化のまとめ

分布状況調査では空間線量率の測定を４種類の異なる手法を用いて実施してきた。すなわち、サーベイメータを用いた撹乱のない平坦地上の測定、自動車による道路上の測定（走行サーベイ）、歩行による生活環境中の測定（歩行サーベイ）、無人ヘリコプターによる福島原発から 5 km 圏内の測定である。これらの結果を集約した、平均的な空間線量率の経時変化の様子を図１に示す。2011 年の６月に比べて、道路上の空間線量率は約 1/5 に、撹乱のない平坦地の空間線量率は約 1/4 に減少した。歩行サーベイの結果は全般的に道路上よりは高く平坦地よりは低いことから、人間の生活に関係した環境中の空間線量率は物理減衰（４年間で約 2/5）に比べて顕著に速く減少してきたことがわかる。5 km 圏内の空間線量率は平坦地と似た傾向で減少してきた。一方、森林内の空間線量率はおおよそ物理減衰に従って減少してきている。

撹乱のない平坦地における放射性セシウム沈着量は、除染の影響を除いて解析するとほぼ物理減衰に従って変化してきており、水平方向の放射性セシウムの移動が小さいことを示唆する移行メカニズム研究と符合する結果が得られている。

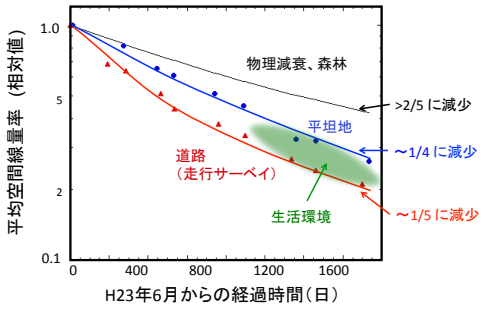



図１ ４年間の空間線量率の減少

* 本件は、原子力規制庁委託事業で得られた成果の一部である。
*K. Saito[1], S. Mikami[1], M. Andoh[1], N. Matsuda[1], S. Tsuda[1], T. Yoshida[1], K. Yoshimura[1], T. Sato[2], T. Kanno[1], H. Yamamoto[1]
JAEA[1], Hitachi Solutions East Japan, Ltd.[2]

# 福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
# （2）広域走行サーベイによる空間線量率の経時変化

Mapping project in Fukushima and related researches
(2) Changing trends of air dose rates measured by car-borne surveys in wide area

*安藤 真樹[1]，松田 規宏[1]，斎藤 公明[1]
[1]原子力機構

これまでの広域走行サーベイによって測定した空間線量率の地域毎の経時変化を調べた結果、避難指示区域内外や県により空間線量率の減衰傾向が異なることが分かった。

**キーワード**：走行サーベイ，空間線量率，放射性セシウム，バックグラウンド

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質による空間線量率分布状況調査の一環として、KURAMA 及び KURAMA-II モニタリング装置[1]を用いた広域走行サーベイが 2011 年度以降継続的に実施され、東北及び関東地方での空間線量率の測定データが蓄積されている。本研究では、膨大な測定データを活用し地域毎に空間線量率経時変化を調べた結果を報告する。

## 2. 空間線量率経時変化の評価結果

KURAMA-II を用いた走行サーベイは、2015 年度までに岩手県、宮城県、福島県、茨城県、栃木県、群馬県、埼玉県及び千葉県において継続的に実施されている。人工放射線と自然ガンマ線（バックグラウンド）由来の空間線量率を弁別する方法を KURAMA-II を用いた測定に適用し求めた市町村毎のバックグラウンド[2]を空間線量率測定結果から差引き、放射性セシウムによる空間線量率を求めた。福島第一原子力発電所から 80km 圏内について、避難指示区域の内外での空間線量率の経時変化を図 1 に比較する。避難指示区域内外での除染の進捗の違いや車両往来等による放射性セシウムの減少の違いが現れていると考えられる。次に、空間線量率の比較的高い地域が存在する東北 3 県及び栃木県での 2012 年 9 月測定を起点とする空間線量率（県平均）の経時変化を図 2 に示す。空間線量率（県平均）の減衰の傾向は物理減衰よりも早く、2015 年 11 月時点で物理減衰に比べて 54%に至っていることが分かる。

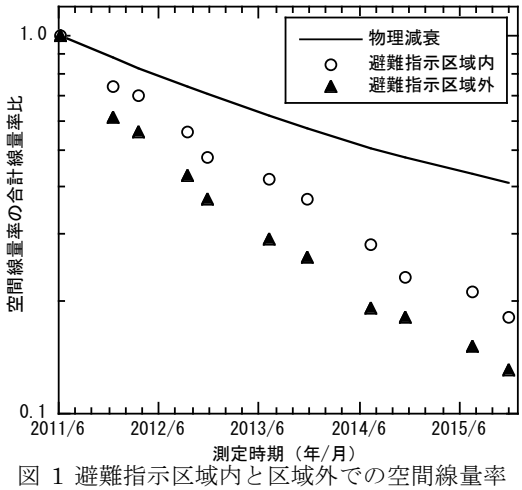


図 1 避難指示区域内と区域外での空間線量率の経時変化

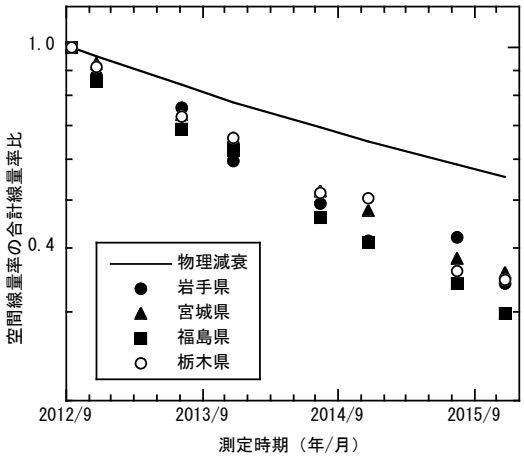


図 2 県平均空間線量率の経時変化

### 参考文献

[1] M. Tanigaki *et al*., *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, 781, 57–64(2015).

[2] http://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/12000/11995/27/part1-1.pdf

*Masaki Andoh[1], Norihiro Matsuda[1] and Kimiaki Saito[1]
[1]JAEA

本件は、原子力規制庁委託事業で得られた成果の一部である。

# 福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
# （3）特性 X 線カメラによる森林内のセシウム分布イメージング

Mapping project in Fukushima and related researches

(3) Imaging of radioactive cesium distribution in forest by a characteristic X-ray camera

*小林 進悟[1]，内堀幸夫[1]，北村尚[1]，岩本慎也[2]，小島健太郎[2]，後藤裕一[2]，小林忍[2]，
谷本和夫[2]，寺門康男[2]，中島康成[2]，吉田浩子[2]，山西晃郎[3]
[1]量子科学技術研究開発機構 放射線医学総合研究所，[2]明星電気株式会社，[3]株式会社 IHI

特性 X 線カメラ（通常モード、スキャンモード）で森林内の放射性セシウムの可視化を試みた。空間線量率が 1μSv/h 前後の森林内において特性 X 線カメラのセシウム分布把握に対する有効性を確認した。

**キーワード**：セシウム可視化カメラ，ガンマカメラ、コンプトンカメラ、特性 X 線カメラ，福島第一原子力発電所事故、森林除染、里山除染

**1. 緒言**

東京電力福島第一原子力発電所事故以降、放医研では放射性セシウムを可視化する特性 X 線カメラがあり、森林内の放射性セシウムの可視化の結果について報告する。

**2. 特性 X 線カメラと計測モード**

特性 X 線カメラは、放射性セシウムが発する特性 X 線（32keV）を検出し、可視化するピンホール方式のカメラである[1,2]。現在様々な方式のカメラが利用可能ではあるが、特性 X 線カメラは福島復興現場で実際に役立つことを第一目標に高感度・軽量・低価格の両立を意図して考案したものである。特性 X 線カメラの感度は~10 cps/MBq（Cs137@1m 前方）で、低価格でありながら高感度なコンプトンカメラと同等以上であり、また、ピンホールコリメータを外すと特定方向だけに非常に鋭敏な感度をもつ有指向性検出器となる[3]。コリメータを外した場合は森林内を走査することで放射性セシウムの分布画像を得ることができる。特性 X 線カメラを 2 つのモード（通常モード・スキャンモード）で、森林内斜面（空間線量率 1μSv/h 前後）にて、放射性セシウムをイメージングした。

**3. 結果とまとめ**

スキャンモードにおいては、アーチファクトの少ない自然な画像が得られた。画像からは放射性セシウムが林床全面に沈着している一方で樹冠方向では検出限界以下となり、セシウムの大部分は林床にあることを認識した。また未除染・除染済の 2 地点で可視化したところ林床の特性 X 線計数率は明らかに異なり除染がなされていることを認識できた。通常モードでは、森林内の落葉が吹き溜まりとなっている地点で放射性セシウムが濃集している様子が観察できた。森林や河川のセシウム分布や環境動態把握、森林除染効果検証、除染境界のモニタリングやリスクコミュニケーションに使用可能と期待し、さらなる開発・改良を進めている。

**参考文献**

[1] 放医研プレスリリース(2014)、http://www.nirs.go.jp/information/press/2014/01_23.shtml [2] S. Kobayashi et al. KEK Proceedings 2014-11 (2015) 62-69. [3] 小林、北村、内堀, 光学, 2016 年 8 月号掲載予定。

*Shingo Kobayashi[1], Hisashi Kitamura[1], Yukio Uchihori[1], Shinya Iwamoto[2], Kentaro Kojima[2], Yuichi Goto[2], Shinobu Kobayashi[2], Kazuo Tanimoto[2], Yasuo Terakado[2], Yasunari Nakajima[2], Hiroko Yoshida[2], Akio Yamanishi[3], [1]NIRS/QST, [2]Meisei Electric Co., Ltd., [3]IHI Corporation

# 福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
# （4）市街環境における被覆面ごとのセシウム-137 分布特性

Mapping project in Fukushima and related researches

(4) Distribution of $^{137}$Cs on urban surfaces

*吉村 和也[1]，斎藤 公明[1]，藤原 健壮[1]

[1]原子力機構

市街環境における様々な被覆要素について $^{137}$Cs 沈着量の分布状況を評価し、パラメータ化を行った。相対 $^{137}$Cs 沈着量は、平坦な草地などの浸透面で最も高く、これに駐車場などの舗装面が次いだ。舗装面の相対沈着量は、チェルノブイリ原子力発電所事故時のヨーロッパのケースよりも高い値を示した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所事故，市街地被覆，セシウム-137，沈着量

## 1. 緒言

市街環境における $^{137}$Cs 分布状況は、被ばく線量予測や除染計画の策定において重要な情報である。市街環境は屋根や壁面、舗装面、未舗装面など、様々な要素に覆われており、これら被覆要素ごとに $^{137}$Cs の初期沈着やウェザリング効果が異なることが予想される。そこで本研究では、市街環境における被覆要素ごとの $^{137}$Cs 沈着量の分布状況を評価した。併せてそのパラメータ化を行い、分布特性、経時変化を検討した。

## 2. 手法

調査は 2015 年 1 月 13-23 日、および 2016 年 1 月 12-22 日の 2 回、期間困難区域内の 11 の建築物を対象に実施した。屋根や壁面といった被覆要素ごとの沈着量は、GM サーベイメータにより表面計数率を測定し、舗装面で得た沈着量／計数率換算係数を乗じて算出した。また、事故後初期の沈着量を評価するため、2011 年度に行われた除染モデル実証事業におけるデータを併せて解析に用いた。沈着量のパラメータ化のため、調査対象地に隣接する平坦な草地など未舗装面における初期沈着量を 1 とし、相対沈着量を求めた。

## 3. 結論

相対沈着量は未舗装面がもっとも高く、次いで舗装面であった。2016 年時点で他被覆要素の相対沈着量は 0.1 未満であり、建屋の汚染は限定的であることが示された。2011-2012 年の相対沈着量は、未舗装面を除きいずれも 0.4 未満であった。以上の結果は、市街環境ではフォールアウト時のウォッシュオフ、ならびに初期のウェザリング効果が高かったことを示唆する。舗装面の相対沈着量について、チェルノブイリ原子力発電所事故の影響を受けたヨーロッパの事例[1][2]と比較した結果、本研究で高い値が得られた。本研究は帰還困難区域で実施しており、人間活動が相対沈着量に影響した可能性が示唆された。

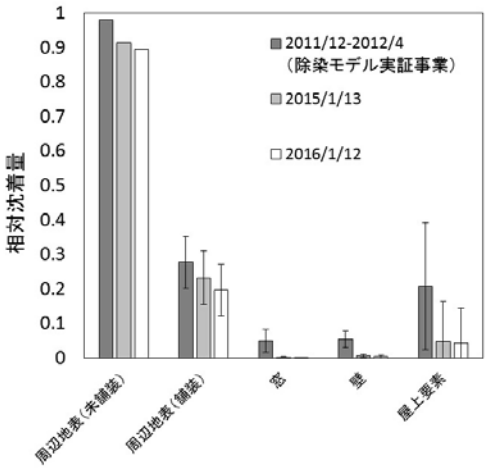



図 1　被覆要素ごとの相対沈着量

**参考文献**

[1] Andersson, K. G., Roed, J., Fogh, C. L., 2002. J. Environ. Radioact. 62, 49-60.

[2] Jacob, P., Meckbach, R., 2000. IAEA-TECDOC-1131, 34–41.

---

*Kazuya Yoshimura[1], Kimiaki Saito[1] and Kenso Fujiwara[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

# 福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
# （5）定点測定で観察された空間線量率の季節変化

Mapping project in Fukushima and related researches after the Fukushima nuclear accident
(5) Seasonal change in the air dose rate observed by fixed-point measurements

*吉田　浩子[1]，金上　孝[1]，斎藤　公明[2]，佐藤　哲朗[2]，三上　智[2]，菅野　隆[2]，
細田　正洋[3]，高橋　純子[4]
[1]東北大学，[2]JAEA，[3]弘前大学，[4]筑波大学

2013 年から 2 年間､福島−宮城県境における定点でサーベイメータを用いた空間線量率の測定を毎日行った結果、いずれの地点でも空間線量率の減衰に季節変化が観察された。何によってこの変化が生じるのか。γ線スペクトル及び地中に埋設したイメージングプレートの PSL 値の変化傾向との関係性により検討を試みた。

**キーワード**：発電所事故、空間線量率、ガンマ線スペクトル、季節変化

## 1.緒言

政府は帰還困難区域を除くすべての避難指示を 2016 年度中に解除するとしている。住民の帰還後の日常生活における被ばく線量を評価する上で、除染の対象になっていない自然環境の空間線量が年間を通してどのように変化するのかを知ることは重要である。この観点から、2013 年から 2 年間、福島-宮城県境における定点 10 箇所でサーベイメータを用いた空間線量率の測定を毎日行った。その結果、いずれの地点でも、春から秋にかけての早い減衰と秋から冬にかけての遅い減衰を繰り返しており、積雪期間中にはセシウムの物理的半減期とほぼ同じ速度でしか減衰していない地点の多いことを示した [1)]。本発表では、定点における γ 線スペクトル及び地中に埋設したイメージングプレート（IP）から読み取った PSL（輝尽性発光,Photo-Stimulated Luminescence）値の変化傾向と季節変化の関係性について検討した結果を報告する。

## 2.調査内容

2015 年夏から定点 5 箇所において 3”φx3”NaIγ 線用スペクトロメータを用いて約 1 ヶ月ごとにγ線スペクトルを測定した。22x22 行の応答行列法により、波高分布を unfolding して入射γ線のエネルギー・スペクトルを得た。自然環境γ線と原発事故による放射性 Cs からの寄与分を分離し、後者については散乱線成分（S）と直接線成分（U）を分別した。2016 年春からは 10x10cm の IP（BAS-MS)を挿入できる装置を定点の地中に埋設し、約 1 ヶ月ごとに IP を交換して読み取った。

## 3.結果・考察

自然起因のγ線量はいずれの地点でも季節にかかわらずほぼ一定であった。全線量に対する S,U それぞれの割合には季節変化と相関する一定の傾向は観察されなかった。この結果から、季節変化はγ線スペクトル変化と関連性が低いと考えられる。IP により地表面から 2mm 刻みに深度分布プロファイルを取得し、周囲からのγ線の BG を差し引いた。4-5 月及び 5-6 月にかけてはいずれも、地表面から 20mm 深さあたりまで徐々に PSL 値は上昇し、50mm までほぼ同じ PSL 値を示した後低下していく同様の傾向を示していた。IP の深度プロファイルに季節変化が現れるかさらに検討を進める。

### 参考文献

[1]吉田浩子ほか　毎日測定で観察された空間線量率の低減傾向における季節変化　日本原子力学会 2015 年秋の大会

*Hiroko Yoshida[1], Takashi Kanagami[1], Kimiaki Saito[2], Tetsuro Sato[2], Satoshi Mikami[2], Takashi Kanno[2], Masahiro Hosoda[3] and Junko Takahashi[4]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]Hirosaki Univ., [4] Univ. of Tsukuba

# 福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究 (6)KURAMA-IIの開発と展開の現状

# Mapping project in Fukushima and related researches (6)Development and current status of KURAMA-II

*谷垣 実[1], 奥村 良[1], 佐藤 信浩[1], 小林 康浩[1], 湯田 美菜子[2], 齋藤 正明[2], 齋藤 隆[2], 桑名 篤[2], 松浦 隆弘[3]
[1]京都大学, [2]福島県農業総合センター, [3]松浦電弘社

走行サーベイシステムKURAMAの発展形のKURAMA-IIの最新の利用や開発の状況、特に高線量率対応や緊急時運用を目指したサーベイメータタイプのKURAMA-mini、および迅速かつ簡便で周囲の環境に影響されにくい土壌汚染密度推定技術の開発状況について紹介する。

The recent status of developments and applications of KURAMA-II is introduced, including the development of KURAMA-mini for the emergency situations and the current status of a prompt and easy estimation technique with less disturbance by the radiation from surroundings.

**キーワード：**KURAMA-II, KURAMA-mini, 徒歩サーベイ, 空間線量率, 土壌汚染

## 1．はじめに

東電福島事故に対応すべく開発されたGPS連動型放射線自動計測システムKURAMA[1]の発展形であるKURAMA-II[2]は、その小型軽量かつ完全自動で波高スペクトルも取得可能な測定ユニットがクラウドで結ばれた柔軟なシステム構成により、福島を中心とした東日本一帯のモニタリング活動に活用されている。一連の開発や運用を通じて得た知見を活かし、さらなる利用拡大のための技術開発を続けている。

## 2. KURAMA-IIの現状

### 2-1. 高線量率対応と緊急時運用への対応

緊急時における活用をめざし、サーベイメータタイプのKURAMA-IIであるKURAMA-miniを開発した。平成26年度原子力規制庁委託事業の成果である高線量率対応技術[3]で300 μSv/h程度まで測定可能としつつ、従来のサーベイメータ同様の単純な操作でGPSデータでタグ付けされた空間線量率と波高スペクトルが遠隔地の行政機関や専門家ともリアルタイムで共有できる。緊急時における空間線量率の状況把握や短寿命核種の情報取得に効果を発揮すると期待される。

### 2-2. 迅速で簡便な土壌汚染密度推定技術

2014年春に原理検証を報告した迅速で簡便な土壌汚染密度推定技術[4]は農地を中心とした実証試験が進んでいる。徒歩型KURAMA-IIを携行して圃場を歩きながら測定する事により約1 m程度の分解能で±20%程度の精度で土壌のセシウム濃度を推定できるようになった（図）。



図 表土剥土による除染後の試験農地における残留汚染分布の測定例。

本発表は原子力規制庁委託事業で得られた成果の一部を含む

参考文献：
[1] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A726**(2013)162-168.
[2] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A781**(2015)57-64.
[3] JAEA, 平成26年度放射性物質測定調査委託費(東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発)事業成果報告書 p.17-21.
[4] 谷垣　実, 日本原子力学会「2014年春の年会」, 2014年3月26～28日

*Minoru Tanigaki[1], Ryo Okumura[1], Nobuhiro Sato[1], Yasuhiro Kobayashi[1], Minako Yuda[2], Masaaki Saito[2], Takashi Saito[2], Atsushi Kuwana[2], Takahiro Matsuura[3]
[1]Kyoto University, [2]Fukushima Agricultural Technology Center, [3]Matsuura Denkosha Inc.

General Meeting

Fri. Sep 9, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room J
Kumume City Plaza - Conference Room

**[GM3J] 「保健物理・環境科学部会」第33回全体会議**

[GM3J] General Meeting

General Meeting

# [GM3J] 「保健物理・環境科学部会」第33回全体会議

Fri. Sep 9, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

## [GM3J]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Health Physics and Environment Science Division

Fri. Sep 9, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [PL3J] Prospects for Researches on Environmental and Health Effects of the Fukusihma Dai-ichi NPP Accident

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

[PL3J01] Details of Researches on Environmental and Health Effects after the Fukushima Dai-ichi NPP Accident

*Kimiaki Saito[1] (1.JAEA)

[PL3J02] Prospects for Researches on Environmental Effects

*Tomoyuki Takahashi[1] (1.Kyoto Univ.)

[PL3J03] Prospects for Researches on Health Effects

*Naoki Matsuda[1] (1.Nagasaki Univ.)

保健物理・環境科学部会セッション「福島の環境影響・健康影響の新たな展開」

# （1）過去５年間の研究の経緯

(1) Details of Researches on Environmental and Health Effects after the Fukushima Dai-ichi NPP Accident

斎藤 公明[1]

[1]原子力機構

## 1. はじめに

本発表では、過去の５年間に行われた事故影響に関する主な調査・研究を参照しつつ、福島周辺の陸地における放射線環境がどのように変化してきているか、それによる被ばくがどの程度であったのか、全体像を大まかに把握するための情報を提供する。

## 2. 放射線環境の経時変化

### 2-1. 放射性セシウムの沈着量

福島原発からは 10 PBq を超える $^{137}$Cs が放出され、その 20%弱が日本国内の陸地に沈着したと推定される。放射性セシウムの相当部分は森林に沈着しており、人間の被ばくに直接関係する放射性セシウムの割合は大きくない。80 km 圏内全域を見ると、沈着した放射性セシウムの水平方向への動きは小さいが、人間の生活に関係した環境における放射性セシウムは比較的速く除去されてきたと推測される。土壌に沈着した放射性セシウムは地中に徐々に浸透し、これにより空間線量率が減少している。長距離の放射性セシウムの移行の観点からは、河川を通した土砂流出に伴う移行が重要である。

### 2-2. 空間線量率

空間線量率の減少の様子は土地利用状況により大きく異なる。純粋な森林内での空間線量率はほぼ物理減衰に従って減少することが確認されている一方、道路上の空間線量率は物理減衰の２倍以上の速さで減少してきた。人間が関わる様々な環境における空間線量率も道路上の空間線量率に追従するように速い減少傾向にある。避難指示区域の内外で空間線量率の減少傾向が明らかに異なっており、人間活動が線量率減少の重要な要因であることが示唆されるが、定量的な解析はまだ行われておらず、今後の課題である。

## 3. 住民の被ばく線量

### 3-1. 外部被ばく線量

福島事故においては一般に外部被ばくが重要な被ばく経路であると考えられている。福島県による県民健康管理調査で評価された事故直後から４ヶ月間の福島県民の外部被ばく線量は、最大で 25 mSv、平均で 0.8 mSv であった。事故が落ち着いて以降の、個人線量計を住民に配布した大規模測定結果によれば、追加被ばく線量は年々減少し、現在はほとんどの市町村において年間線量は 1 mSv 以下が大半を占めている。また、住民の帰還が始まっている地域で予想される年間被ばく線量も、1 mSv を大きく上回る例は報告されていない。

### 3-2. 内部被ばく線量

放医研による線量再構築結果では、放射性ヨウ素による内部被ばくによる甲状腺線量は最大で 30 mSv 程度と推定されたが、事故直後の状況については不明な点も多く、今後も引き続き研究が必要である。大規模に行なわれた体外計測結果では、大きな預託実効線量を受けたと評価された例はほとんどない。

---

Kimiaki Saito[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

保健物理・環境科学部会セッション「福島の環境影響・健康影響の新たな展開」

# （2）今後の環境影響研究に何が必要か

(2) Prospects for Researches on Environmental Effects

*高橋 知之[1]

[1]京都大学原子炉実験所

**1. 環境影響評価と線量評価の不確実性**

東京電力福島第一原子力発電所事故から５年以上が経過した。この間、事故の環境影響や被ばく線量に関する調査研究が継続的に実施され、放射性物質の移行蓄積状況や被ばく線量等、事故の影響の概要は徐々に明らかとなってきている。しかしながら、このような評価には不確実性が不可避である。例えば事故による放射性物質の放出直後の住民の線量評価は、取得されたデータが限られていること等から、現時点でもその評価結果は大きな幅を持っている。よって、今後はこのような不確実性を考慮した、より正確な評価を進める必要がある。

放射性物質の環境中での移行や被ばく線量に影響を与える環境要因は様々である。これらの要因の中には、その変動をパラメータの確率分布として捉えることが可能なものから、事故直後の飲食物の摂取状況や避難行動等、確率分布として評価することは困難なものもある。また、特に将来予測において、除染等の人間活動に起因する環境要因の影響を正確に考慮した評価を行うことは困難である。評価対象グループの設定方法や大きさによっても、このような不確実性の取扱いは変わってくる。今後は、これらの環境要因の不確実性の特性を精査して、研究の進展によってより精緻な評価が可能となる要因を中心に調査研究を進める必要がある。

**2. 社会的ニーズと研究テーマ**

本事故の環境影響や被ばく線量に関する調査研究には多くの研究者・技術者が関与した。事故から５年以上が経過し、空間線量率や食品中放射性物質濃度等は減少傾向にある。このような状況で、空間線量率や食品中放射性物質濃度等が低いことを確認し続けることは社会的に必要であろう。一方、研究者は常に研究成果が問われており、その研究活動には「新たな知見」が求められる。政府や地方自治体、研究機関、個々の研究者・技術者に求められる社会的なニーズと、特に研究者に求められる「新たな知見」のバランスを考える必要がある。

**3. 将来への責任**

今回の事故は 1986 年のチェルノブイル原子力発電所事故から 25 年後に発生した。このため、チェルノブイル原子力発電所事故時や、その後の調査研究を実際に行った経験者がシニア層にいて、その経験や知見を特に初動体制において活かすことができた。しかしながら、仮に今回の事故が 10 年後あるいは 20 年後に発生していたとしたら、これらの経験や知見を活かすことができたであろうか。

今後も原子力発電を継続するのであれば、今回の事故の経験や知見将来にわたって活かすことができるような情報の保全や、研究・技術のポテンシャルの維持が必要である。なお、今回の事故において、様々な個人・団体が、それぞれの目的を持って放射線データを測定したという事実を記録として留め、後世に残すということも、社会的意味として重要である。

---

Tomoyuki Takahashi[1]

[1]Kyoto University Research Reactor Institute

保健物理・環境科学部会セッション「福島の環境影響・健康影響の新たな展開」

# （3）今後の健康影響研究に何が必要か

(3) Prospects for Researches on Health Effects

*松田尚樹[1]

[1]長崎大学原爆後障害医療研究所　放射線リスク制御部門

放射線影響の研究には、ヒトを対象とした疫学調査的なアプローチと、動物個体や培養細胞を用いた実験科学的なアプローチの2つの方法がある。東京電力福島第一原子力発電所事故後の調査的アプローチは、福島県健康調査において被ばく線量推定と甲状腺検査がセットになり進められている。日本全国における甲状腺がんの発症数などから推定される数よりも数十倍多い患者数が存在していることや、二巡目の検査で発見された症例もあることが判明しているが、県内における地域性が見られないこと、青森、山梨、長崎の３県調査とその後の追跡調査でも小児期の甲状腺所見は比較的短期間で変化しやすくある一定の割合で甲状腺がんが認められる可能性があること、チェルノブイリ事故後の患者の被ばく時年齢と大きく異なることなど、放射線との因果関係について結論付けられる状況にはない。一方、長崎大のホールボディカウンタによる住民等の内部被ばく検査結果は、最大で甲状腺線量 100mSv を超える乳幼児の存在を示した。技術的理困難さは伴うが、1mSv、10mSv、100mSv という程度の大枠であっても、実際に甲状腺がんの発見された個人についての内部被ばく線量を推定した上での考察、説明が今後必要となるであろう。国外では昨年、仏英米 3 ヶ国の原子力産業労働者を対象とした疫学調査（INWORKS）により、白血病及び固形がんのいずれも 100mSv 未満でリスクが存在すると報告されたが、実際にその有意性が認められた線量域は原爆被爆者の場合と同様 100mSv 以上であった。ただし dose-response も原爆被爆者の場合と同様で、線量率効果は見られなかったことになる。この点も含め、今後の継続的な検討が極めて重要である。

実験科学的なアプローチでは、現存被ばく環境における低線量率長期被ばくの影響研究の社会的重要性が高まっている。環境科学技術研究所によるマウス個体への低線量率照射結果によれば、400mGy（1mGy/日）で雌の寿命短縮と雌雄の染色体異常、8000mGy（20mGy/日）で雌雄の寿命短縮が確認されている。死因の 90%は腫瘍であり、照射群では腫瘍発生後の増殖が促進され、抗腫瘍免疫は低下していた。内部被ばくについては、I-131 は従来から内照射療法に用いられてきたため細胞レベルでの知見は積み重ねられているが、発がんにエンドポイントを置いた研究はほとんど見られない。我々は現在、内部被ばくによるリスクの見える化を目的として、放射線応答性を個体レベル（PET/SPECT）、細胞レベル（染色体ライブイメージング）、分子レベル（DNA 損傷修復分子イメージング）で追跡しているところである。細胞生物学の観点からは、放射線は細胞に対する外的刺激の一つに過ぎず、特に低線量では紫外線、化学物質、定常的に生じる活性酸素種等のストレス因子と同様に対処しているものと考えられる。放射線に対する細胞応答がどの段階で発がんに結びつくのか、そして放射線の痕跡はあるのかないのか、これらの根本的な疑問は、DNA 複製、細胞分裂、DNA 損傷修復など、細胞の普遍的機能の解明を待つところが大きい。近年の放射線影響研究領域で世界的に高く評価された研究も、DNA 修復と発がんや老化に密接に関わる可能性のあるクロマチンのリモデリングの分子に関わるものが多く、このような生命の神秘の多様な考察により放射線影響の理解がビルドアップされていくことを期待したい。

Naoki Matsuda[1]

[1]Department of Radiation Biology and Protection, Atomic Bomb Disease Institute, Nagasaki University

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 3:50 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [3J10-13] FDNPP Accident: Radiation Dose Assessment

Chair: Hiroko Yoshida (Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3J10] Mapping project in Fukushima and related researches
(7)Dose estimation of artificial / natural radioisotopes by an analysis of photon energy spectrum

*Shuichi Tsuda[1], Minoru Tanigaki[2], Kimiaki Saito[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Kyoto University)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3J11] Mapping project in Fukushima and related researches
(8)Development of monitoring device for lumber

*Norihiro MATSUDA[1], Isamu HISANAGA[2], Masayuki GOTO[2], Akihiro KAIMORI[3], Kimiaki SAITO[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.G-tech, 3.Wood structure prom inc.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3J12] Mapping project in Fukushima and related researches
(9)Estimation of exposed dose by measurement of air dose rate considering daily activity pattern

*Tetsuro Sato[1], Kimiaki Saito[2], Masaki Andoh[2] (1.Hitachi Solutions East Japan, Ltd., 2.JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3J13] Mapping project in Fukushima and related researches
(10)Multiscale Bayesian Data Integration Approach for Mapping Air Dose Rates around the Fukushima Daiichi Nuclear Power PlanT

*Haruko Murakami Wainwright[1], Akiyuki Seki[2], Kimiaki Saito[2] (1.Lawrence Berkeley National Laboratory, 2.Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

# 福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
# (7) 光子エネルギースペクトル解析に基づく人工／天然核種の線量評価

Mapping Project in Fukushima and Related Researches

(7) Dose estimation of artificial / natural radioisotopes by an analysis of photon energy spectrum

*津田 修一[1]，谷垣 実[2]，斎藤 公明[1]

[1]原子力機構，[2]京都大学

環境中に沈着した放射性核種の線量をより詳細に検討するために，CsI(Tl)シンチレーション検出器で測定した波高スペクトルを逐次近似でアンフォールディングし，光子エネルギースペクトルを算出した。

**キーワード**：エネルギースペクトル，アンフォールディング法，応答関数

## 1. はじめに

原子力機構は，東京電力福島第一発電所事故後，京都大学原子炉実験所の車走行サーベイシステム（KURAMA-II）[1)]を用いた広域の空間線量率測定を実施している。今回，人工／天然核種の各線量寄与を評価するために，KURAMA-II の波高スペクトル測定データから，光子エネルギースペクトルを算出した。

## 2. 計算

環境を模擬した半無限空間の土壌表面に光子線源を設置し，CsI(Tl)シンチレーション検出器（浜松ホトニクス製 C12137-00）の地上高さ 1m での応答関数を PHITS コードで計算した。50～3000 keV の単色エネルギー31 点において計算した応答関数と，2013 年～2016 年の各 4 月頃に福島市で測定した波高スペクトルデータを用いて，逐次近似によるアンフォールディング[2)]によって光子エネルギースペクトルを算出した。

## 3. 結果および考察

4096 チャンネルの波高スペクトル測定データと，31 群に分けた波高スペクトルを図 1 に示す。セシウム，カリウム等の主要なピークは，31 群の波高スペクトルからおよそ判別可能である。光子エネルギースペクトルの解析結果を図 2 に示す。各エネルギービンに経時変化を示している。アンフォールディングで求めたエネルギースペクトルは主要な核種から放出される光子の寄与を再現し，人工核種には減少する傾向が見られる。放射性核種から放出される既知の光子エネルギー以外のビンについては，人工／天然核種の弁別が容易ではないが，各年度の線量率の変動からおよそ弁別できることがわかる。発表では人工／天然核種の線量寄与割合について示す。

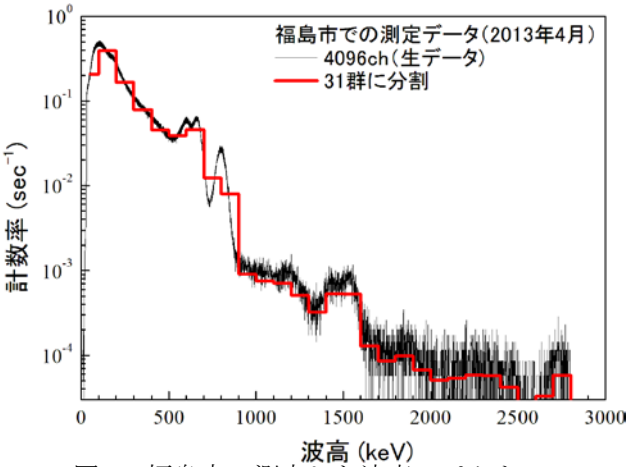



図 1　福島市で測定した波高スペクトル

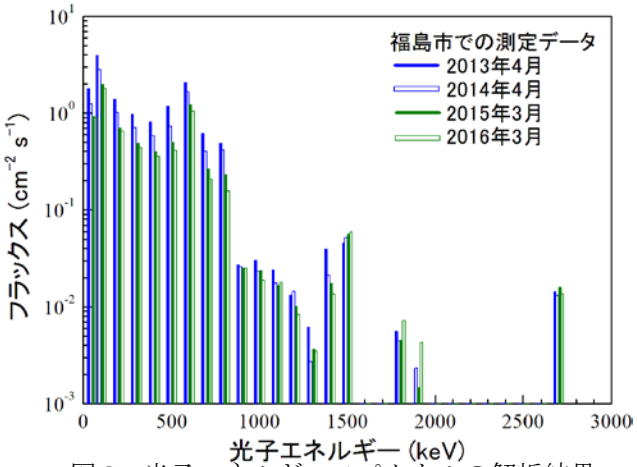



図 2　光子エネルギースペクトルの解析結果

**参考文献** [1] Tanigaki, et al. NIMA 781, 57 (2015).　[2] 湊，名古屋工業技術試験所報告，27, 384 (1978).

*Shuichi Tsuda[1], Minoru Tanigaki[2] and Kimiaki Saito[1] ([1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyoto University)

# 福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
# （8）製材品用検査装置の開発

Mapping project in Fukushima and related researches
(8) Development of monitoring device for lumber

*松田 規宏[1]，久永 勇[2]，後藤 昌幸[2]，貝守 昭弘[3]，斎藤 公明[1]
[1]原子力機構，[2]ジーテック，[3]木構造振興

福島第一原子力発電所の事故を起因とする放射性物質が降下した地域から出荷される木材製品に対する検査体制を確立し、その安全性を証明するため、製材品用検査装置を開発した。

**キーワード：**福島第一原子力発電所事故，放射性セシウム，検査装置，PHITS

## 1. 緒言

東日本大震災に伴い発生した福島第一原子力発電所の事故により森林に降下した放射性セシウムは、森林生態系を循環し、樹木の幹や枝などの木質部分に、その量は少ないものの蓄えられる[1]ことが知られている。福島県は東北でも有数の木材産業地帯であるため、出荷される木材製品に対する安全性の検証と、流通体制構築のための検討を行っているところである。

## 2. 実験・解析

開発した製材品用検査装置（以下、「検査装置」と言う。）の外観を図 1 に示す。木材に沈着した放射性セシウムの崩壊に伴って放出されるガンマ線を検出するため、検査装置には、木材を取り囲むように、検査装置内部の 4 面（上下左右）に、厚さ 50 mm のプラスチックシンチレータを配置している。検査対象の木材は、ベルトコンベアにより検査装置の入口から出口へと自動搬送され、その際に、木材に沈着した放射性セシウムの放射能が測定される。検査装置の特性は、粒子・重イオン輸送計算コード PHITS を用いて評価した。はじめに、662 keV のガンマ線に対するプラスチックシンチレータの応答特性を評価した（図 2）。PHITS コードの計算結果は実験値をよく再現することがわかる。その他、装置内部の三次元的な応答、多様に放射性セシウムが沈着した木材に対する応答の特性についても評価を実施したので、会場にて報告する。

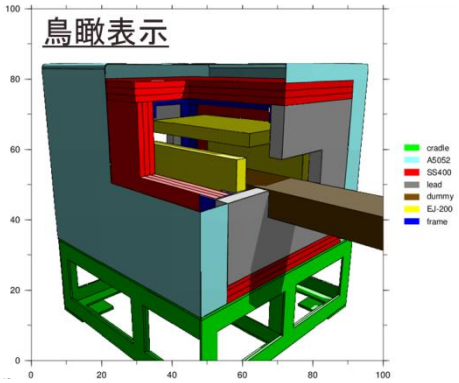


図 1　製材品用検査装置の外観

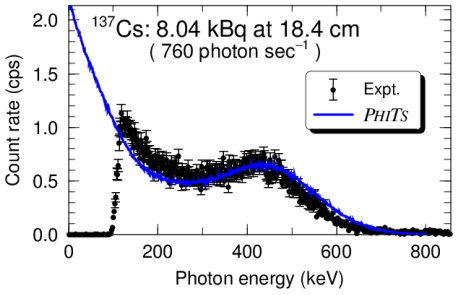


図 2　プラスチックシンチレータの応答特性

## 3. 結論

PHITS コードを用いて検査装置の特性を評価し、木材の安全性の証明に対する本装置の実用性を検証することができた。

## 参考文献

[1] IAEA, Environmental consequences of the Chernobyl accident and their remediation: twenty years of experience, report of the Chernobyl forum expert group ‘Environment’. In: Radiological Assessment Reports Series, vol. 8.

---

*Norihiro Matsuda[1], Isamu Hisanaga[2], Masayuki Goto[2], Akihiro Kaimori[3] and Kimiaki Saito[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]G-tech Co., Ltd., [3]Wood structure prom. Inc.

# 福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
# （９）生活行動経路に沿った空間線量率に基づく被ばく評価

Mapping project in Fukushima and related researches

(9) Estimation of exposed dose by measurement of air dose rate considering daily activity pattern

*佐藤 哲朗[1]，安藤 真樹[2]，斎藤 公明[2]，

[1](株)日立ソリューションズ東日本，[2]JAEA

原子力規制庁により、避難指示解除準備区域に住民が帰還した際に予想される生活行動パターンと経路を詳細に聞き取り調査し、その行動経路全体をカバーする空間線量率を KURAMA-II を使用して測定したうえで、それらの結果を用いて住民が帰還した際に普段の生活で受ける被ばく線量を精度よく推定する試みが実施された。

**キーワード：**KURAMA-II、福島第一原子力発電所事故、空間線量率、生活行動経路、被ばく評価

## 1. 緒言

東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故に伴って放出された放射性物質による被ばくのリスクを回避するため、避難指示等により今なお多くの住民が避難生活を余儀なくされている。帰還の選択をする個々の住民の被ばく線量を低減し、放射線に対する不安に向き合うためには、住民が自分の個人線量を把握し、自らの行動と被ばく線量との関係を理解することが重要である。しかしながら、個人線量を把握するためには個人が測定器を所持して生活することが必要となり、住民が帰還していない場所で測定を行うことはできない。そこで原子力規制庁は、今後の避難区域等の見直しが想定される地域等において、帰還した際に想定される生活行動パターンと経路に対して空間線量率を精度よく測定し、積算線量の算出を行い、その結果を公表している。本件では、その公表資料についての解説と考察を行う。

## 2. 調査内容

福島県内の 3 町村（川俣町、葛尾村、富岡町）において、合計 65 名を対象にして、帰還後に想定される生活行動経路全域をカバーできるように、KURAMA-II を用いた空間線量率の連続測定が実施されている。また、生活行動パターンと経路の情報と、空間線量率の測定結果を組み合わせて積算線量の算出が行われている。

## 3. 調査結果

算出された年間の追加被ばく線量について、図 1 に示す。今回の調査では、年間の追加被ばく線量の最小値が 0.31[mSv]、最大値が 2.62[mSv]となったことが報告されている。また、対象者 65 名のうちの約 72%にあたる 47 名の方について、年間の追加被ばく線量が 1.0[mSv]以下となったとされている。

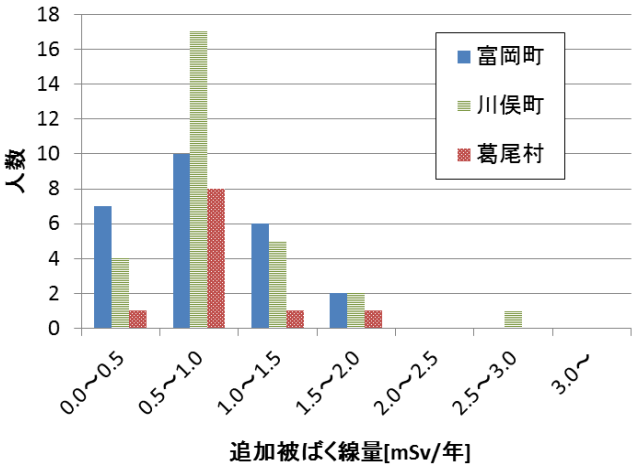



図 1. 追加被ばく線量の算出結果

*本件は、原子力規制庁委託事業で得られた成果の一部である。

*Tetsuro Sato[1], Masaki Andoh[2] and Kimiaki Saito[2]

[1]Hitachi Solutions East Japan, Ltd., [2]JAEA

# A Multiscale Bayesian Data Integration Approach for Mapping Air Dose Rates around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Haruko Wainwright[1], Akiyuki Seki[2] and Kimiaki Saito[2]

[1]Lawrence Berkeley National Lab. [2]Japan Atomic Energy Agency

**Abstract**: This study presents a multiscale data integration method to estimate air dose rates in the regional scale around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (NPP). We integrate three types of data: ground-based walk and car surveys, and airborne surveys, all of which have different scales, resolutions, spatial coverage, and accuracy. Results show that the method can successfully integrate three types of datasets in a consistent manner, and create an integrated map (including the confidence intervals) of air dose rates over the domain in high resolution.

**Keywords:** Mapping of air dose rates, Bayesian hierarchical model, Fukushima Daiichi NPP Accident, Geostatistics

## 1. Introduction

Monitoring of air dose rates (i.e., ambient dose equivalent rates) in the region around the Fukushima Daiichi NPP have been performed continuously since the accident. The measurements have been conducted using various techniques such as walk surveys using portable monitoring systems, car surveys, and airborne surveys. With many data survey types available, it has become clear that there are discrepancies among them in terms of measured air dose rates due to different levels of accuracy and different support scales. Recently, Wainwright et al. [1] proposed a Bayesian geostatistical approach to integrate multiscale datasets and to estimate the map of air dose rates in high resolution across the regional scale. Since we consider that the walk survey data are directly related to the exposure dose of individuals walking on the streets, we estimate the air dose rates equivalent to the walk survey data.

## 2. Methods

A Bayesian hierarchical model typically consists of a series of statistical sub-models mainly in two categories: data models and process models. The process models—in this context—describe the spatial pattern of air dose rates. A geostatistical model was used to represent this pattern. The data models connect this pattern and the actual data, given measurement errors, such as spatial averaging for a low-resolution airborne dataset. Once all the sub-models are developed, we can estimate the the map and its confidence interval, using sampling/optimization.

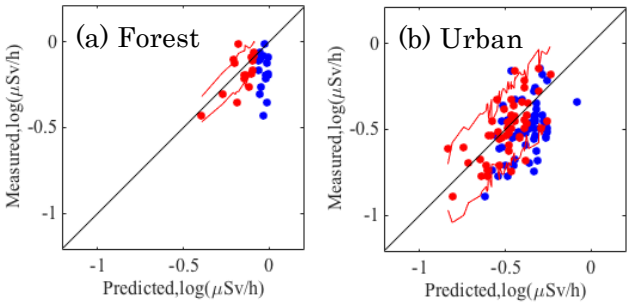



*Figure 1. Predicted vs measured air dose rates. The red dots represent the predicted values based on the data integration method; the blue dots are the airborne data.*

## 3. Results and Conclusion

We demonstrate our approach using the datasets collected near Fukushima City in November 2013. In Figure 1, the airborne data before the data integration (blue dots; the points excluded in the estimation) exhibit larger scatters and a systematic bias compared to the walk survey data. After the data integration, the predicted values are tightly distributed around the one-to-one lines and are mostly included in the 95% confidence interval. Particularly, the significant bias in the airborne data is corrected in the forested area (Figure 1a). Based on these results, we may argue that this method has successfully created the fine-resolution integrated map of air dose rates.

**References**

[1] Wainwright, H.M., A. Seki and K. Saito, A Multiscale Bayesian Data Integration Approach for Mapping Air Dose Rates around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, submitted to Journal of Environmental Radioactivity.

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Fri. Sep 9, 2016 3:50 PM - 4:55 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room J Kumume City Plaza - Conference Room

## [3J14-17] FDNPP Accident: Environmental Transfer

Chair: Tadahiko Tsuruta (JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3J14] Mapping project in Fukushima and related researches

(11)Five-year monitoring study of radiocesium transfer in forest environments after the FDNPP accident

*Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Nicolas Loffredo[1], Keigo Hisadome[2] (1.Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 2.Asia Air Survey)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3J15] Mapping project in Fukushima and related researches

(12)Riverine radiocaesium transport for five years from the accident

*Keisuke Taniguchi[1], Takayuki KURAMOTO[1], Yuichi Onda[2], Kazuya Yoshimura[3] (1.Centre for Environmental Creation, Fukushima Prefecture, 2.University of Tsukuba, 3.JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3J16] Mapping project in Fukushima and related researches

(13)Processes of sediment discharge and radiocesium wash-off on various land uses

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2] (1.Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, 2.Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3J17] Mapping project in Fukushima and related researches

(14)Declining trend of dissolved cesium-137 of stream water at small forested catchment

*Sho Iwagami[1], Yuichi Onda[1], Maki Tsujimura[2], Kouichi Sakakibara[2], Yuutarou Satou[2] (1.Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 2.Department of Sustainable Environmental Studies, Graduate School of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究 (11) 森林環境における福島第一原発事故から五年間の放射性セシウムの移行状況

Mapping project in Fukushima and related researches
(11) Five-year monitoring study of radiocesium transfer in forest environments after the FDNPP accident

*恩田 裕一[1]，加藤弘亮[1]，ロフレド ニコラ[1]，久留 景吾[2]
[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター, [2]アジア航測

福島第一原子力発電所事故直後から 5 年間にわたって、福島県内の森林において林内雨及び落葉等のサンプリングを実施し、樹冠から林床への放射性セシウムの移行状況を定量的に評価した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所事故，森林，放射性セシウム，移行状況

## 1. 緒言

森林に降下した放射性セシウムは樹冠に捕捉され、その後の降雨や落葉等によって徐々に林床に移行する。林内の放射性セシウムの分布と空間線量率の時間変化を把握するためには、樹冠から林床への移行状況をモニタリングすることが必要である。本研究では、福島県内のスギ林及び広葉樹混交林を対象として、福島第一原子力発電所事故から 5 年間の林内雨や落葉等に伴う林床へのセシウム 137 移行量を調査した。

## 2. 研究方法

福島県伊達郡川俣町山木屋地区のスギ林及び広葉樹混交林を調査対象に選定した。スギからなる人工林 2 林分（31 年生・15 年生）と広葉樹混交林（コナラ及びアカマツ）において、樹冠通過雨、樹幹流、落葉等に含まれる放射性セシウム濃度を測定し、森林樹冠から林床への移行量を観測した。観測は 2011 年 7 月から開始し、現在もなお継続中である。雨水及び落葉等の試料は実験室に持ち帰り、雨水は 100 $\mu$m のステンレスメッシュを通過させて粗大有機物を除去した。落葉等は炉乾燥させた後に粉砕機で細かく粉砕し、均一化した。それらの試料を 100 cc の測定容器に封入し、高純度ゲルマニウム半導体ガンマ線検出器を用いてセシウム 137 の測定誤差が 10%以下になるまで測定した。

## 3. 結果と考察

5 年間の観測期間中に森林樹冠から林床に移行したセシウム 137 は、スギ壮齢林、スギ若齢林、広葉樹混交林でそれぞれ 177 kBq/m$^2$、240 kBq/m$^2$、61 kBq/m$^2$ であった。これらの移行量は、原発事故後に大気から沈着した総量の 40.0%、54.3%、13.6%にあたる。平成 27 年度（平成 27 年 4 月から平成 27 年 12 月）の総移行量はそれぞれ 7.2 kBq/m$^2$、11 kBq/m$^2$、4.5 kBq/m$^2$ で、そのうちの落葉等の寄与率はそれぞれ 85.0%、72.8%、65.4%であった。スギ林では、溶存態の寄与率が時間経過とともに低下傾向を示したのに対して、コナラを主とする広葉樹混交林では、枝葉から雨水に溶出して移行する放射性セシウムの割合が依然として相対的に高い値を示した。一方、樹幹流の寄与率は平成 23 年度はいずれの樹種でも 0.1%以下だったのに対し、平成 24 年度及び平成 26 年度年では 0.5～2%程度、平成 27 年度では 7.4～9.3%と時間経過とともに寄与率が増加する傾向が認められた。

謝辞：本件は、文部科学省科学技術戦略推進費（平成 23～24 年度）、原子力規制庁委託事業（平成 24～25 年度）、日本原子力研究開発機構委託事業（平成 26～27 年度）で得られた成果の一部を含む。

---

*Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Loffredo Nicolas[1], Keigo Hisadome[2]
[1]Univ. of Tsukuba, [2]Asia air survey

# 福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
# （12）事故後 5 年間の河川を介した放射性セシウムの移行状況

Mapping project in Fukushima and related researches

(12) Riverine radiocaesium transport for five years from the accident

*谷口　圭輔[1]、倉元　隆之[1]，恩田　裕一[2]，吉村　和也[3]

[1]福島県環境創造センター，[2]筑波大学，[3]JAEA

**抄録：**福島県を流れる河川において、放射性セシウムの濃度および移行量の観測を実施した。事故後 5 年目までの観測結果を紹介し、河川を介して移行する放射性セシウムの濃度・移行量と流域の特徴との間の関係について解析を行った。

**キーワード：福島第一原発事故，放射性セシウム，河川**

## 1. 緒言

福島第一原発事故により放出された放射性セシウムは、河川を介して陸域から海域へと移行を続けている。福島県環境創造センターでは、河川および河川水の安全な利用のため、河川における放射性セシウムの移行状況の多地点広域調査を実施している。本発表では、これまでに得られた放射性セシウムの移行状況のデータをもとに、流域の特徴と放射性セシウム移行量の関係について述べる。

## 2. 調査方法

観測地点は、阿武隈川水系および浜通りの 8 水系に位置する 31 地点である。各地点に浮遊砂サンプラーを設置し、捕集された河川浮遊砂を 1～2 か月おきに回収し、110℃で 24 時間の絶乾処理の後、ゲルマニウム半導体検出器により、放射性セシウム濃度を測定した。また、水位・濁度の連続観測を実施し、河川流量と浮遊物質（SS）移行量の計算を行った。当該期間の放射性 Cs-137 濃度に、SS 移行量を乗じることで、放射性 Cs-137 の移行量を算出した。

## 3. 結果と考察

これまで、河川中の放射性セシウム濃度の低下傾向については、流域の土地利用別被覆率との関係が示唆されていたが、移行量についてははっきりとした関係が見えていなかった。2012 年 10 月～2014 年 10 月の放射性 Cs-137 の移行量(L [Bq])を河川流量(Q [kg-water])と流域総沈着量(D [Bq])で割った値（L/QD [kg-water $^{-1}$]）を算出し、流域のダムの影響について調べた。その結果、ダムの集水域が流域面積に占める割合が大きいほど、L/QD の値が低くなる傾向が見られた。Cs-137 が、吸着されている浮遊粒子とともにダム湖内に沈降・堆積することで、ダムを通過して下流に移行する放射性セシウムの量を低下させているものとみられる。

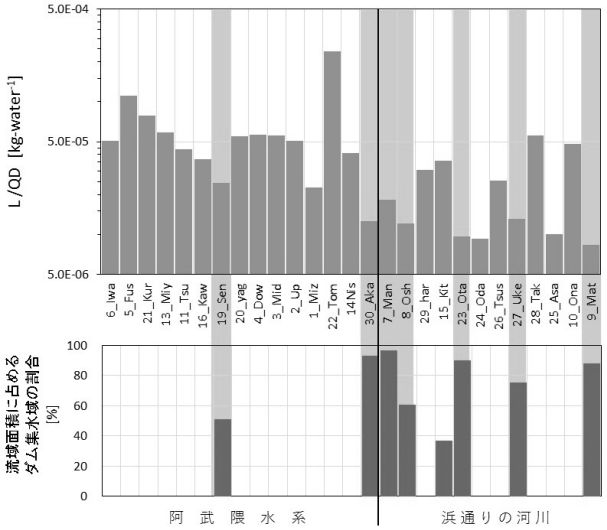



**図 1　単位流量・単位沈着量あたりの Cs-137 移行量(上)と、流域面積に占めるダム集水域の割合（下）。ダムの集水域の占める割合が高い観測点（網掛け）では、Cs-137 の流出割合が低くなる傾向がある。**

*Keisuke Taniguchi[1], Takayuki Kuramoto[1], Yuichi Onda[2] and Kazuya Yoshimura[3]

[1]Centre for Environmental Creation, Fukushima Prefecture, [2]University of Tsukuba, [3]JAEA

# 福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
# （13）さまざまな土地利用における土砂および放射性セシウムの流出プロセス

Mapping project in Fukushima and related researches

(13) Processes of sediment discharge and radiocesium wash-off on various land uses

*脇山 義史[1]，恩田 裕一[2]

[1]福島大学環境放射能研究所，[2]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター

本研究では、福島第一原発事故により汚染された地域内にある未耕作地（除染・未除染）・耕作地（除染・未除染）・草地・森林の斜面上に土壌侵食プロットによる観測を行い、比較によって土地利用ごとの土砂および Cs-137 流出プロセスの違いを考察した。

**キーワード**：Cs-137，土壌侵食，斜面

## 1. 緒言

陸域に沈着した放射性セシウムの移行を予測するためには、土地利用ごとの移行特性の把握が必要である。福島では現在、除染のため表土剥ぎ取りや客土などの作業が行われているが、こうした土地の改変によって土砂流出や放射性セシウムの移行がどのように影響されるかは十分に調べられていない。本研究では、除染地を含むさまざまな土地利用に土壌侵食プロットを設置し、土砂および放射性セシウムの流出量の観測を行い、比較に基づいて除染地における Cs-137 流出プロセスの特徴を考察した。

## 2. 調査方法

伊達市月舘地域内の休耕地（Cs-137 沈着量：505 kBq $m^{-2}$）に未耕作畑、耕作畑、草地の 3 基、川俣町山木屋地区内の除染跡地（Cs-137 沈着量:100 kBq $m^{-2}$）に未耕作畑、耕作畑の 2 基、同地区内のスギ若齢林（Cs-137 沈着量：442 kBq $m^{-2}$）に 1 基、合計 6 基の土壌侵食プロット（長さ 22.13 m、幅 5 m）を設置した。降雨イベント後にプロット下端に設置した堰およびタンクに堆積した土砂（堆積土砂）とタンクに流入した懸濁水（浮遊土砂）のを回収し、乾燥・重量測定し、土砂の Cs-137 濃度(Bq kg-1)を測定した。また、プロット近傍で転倒ます雨量計を設置し、降水量の時系列データから侵食力[1]を算出した。

## 3. 結果・考察

流出土砂の平均セシウム 137 濃度は、非除染の森林・草地・耕作地・未耕作地の 4.0 ～37 kBq $kg^{-1}$ に対して、除染未耕作地・除染耕作地でそれぞれ 1.7、2.5 kBq $kg^{-1}$ と低い値を示した。流出土砂量について、積算流出土砂量を積算侵食量で除して求めた見かけ上の受食性を指標として比較すると、非除染のプロットで $9.7\times10^{-6}$～$2.1\times10^{-2}$ t ha $MJ^{-1}$ $mm^{-1}$ であり、除染未耕作地・除染耕作地でそれぞれ $8.8\times10^{-4}$、$1.3\times10^{-4}$ t ha $MJ^{-1}$ $mm^{-1}$ であり、大きな違いは見られなかった。非除染の耕作地・未耕作・草地では流出した Cs-137 に対する浮遊土砂の割合は 49～66%であったのに対して、除染未耕作地・除染耕作地ではそれぞれ 20%、15%であった。以上の結果から、除染地では Cs-137 沈着量の低下に加えて、Cs-137 の流出への浮遊土砂流出の寄与が低くなることが示唆された。

### 参考文献

[1] Wischmeyer, WH, Smith, DD, 1978. Predicting rainfall erosion losses: A guide to conservation planning. U.S. Department of Agriculture Washington, DC. Agriculture Handbook No. 537

* Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2]

[1]IER, Fukushima Univ., [2]CRiED, Univ. Tsukuba.

# 福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
# （14）森林小流域における渓流水の溶存態セシウム 137 濃度低下傾向

Mapping project in Fukushima and related researches
(14) Declining trend of dissolved cesium-137 of stream water at small forested catchment

*岩上 翔[1]，恩田 裕一[1]，榊原 厚一[2]，佐藤 雄太郎[2]，長野 倖介[2]，辻村 真貴[2]
[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター，
[2]筑波大学大学院生命環境科学研究科持続環境学専攻

福島県伊達郡川俣町山木屋地区の森林小流域において，渓流水における溶存態セシウム濃度および浮遊砂，粗大有機物におけるセシウム濃度の観測を行った。その長期的な濃度低下傾向を示す.

**キーワード**：福島第一原子力発電所事故，セシウム 137，森林小流域，溶存態，長期変動

## 1. 緒言

2011 年 3 月に起きた東日本大震災に伴った福島第一原子力発電所の事故後，放射性物質が沈着した地域において大きな部分を占める森林からの放射性物質の移行を評価するために，森林小流域から流出する放射性物質の濃度を示し，また定量的に把握することは重要である．とくに事故後 5 年が経ち，長期の時系列データを示すことは重要である．そこで本調査では渓流水の溶存態の放射性セシウム濃度および渓流における懸濁態物質，粗大有機物中の放射性セシウム濃度を調査し，その経時変化を示す.

## 2. 調査

調査対象地域は，石平山流域（0.075 $km^2$），疣石山流域（0.147 $km^2$），世戸八山流域（0.048 $km^2$）、高太石山（0.535 $km^2$）の 4 流域である（石平山、疣石山、高太石山は 2011 年 6 月より観測開始，世戸八山は 2014 年 5 月より観測開始，高太石山は 2013 年 9 月に観測終了）．各流域にはパーシャルフリューム型の水位流量堰を設置し，流量を連続観測した．渓流水・懸濁態物質・粗大有機物試料の採取は 1-2 カ月に一度の現地調査で行った．また台風等の降雨流出時においてオートサンプラによる経時的な渓流水の採水を行った．溶存態セシウム測定のため水試料は 0.45 μm メンブランフィルターを用いて濾過を行った．濾過した水サンプル中の溶存態放射性セシウム濃度は，2L 用のマリネリ容器を用いゲルマニウム半導体検出器により測定した. 2014 年以降、濃度の低い水試料は 1 サンプルあたり 40L 採水し 80℃前後で蒸発濃縮を行い，あるいは AMP 濃縮を行って U8 容器を用いて分析した．懸濁態物質・粗大有機物試料においては炉乾燥したのち粉砕し，Well 容器を用いてゲルマニウム半導体検出器で放射性セシウム濃度を測定した．検出限界値は 3 σ とした.

## 3. 結論

渓流水における溶存態セシウム 137 濃度は事故後初期の 1Bq/L 程度から 0.01Bq/L 程度まで低下しており，その低下傾向は２重指数関数で近似できるが，流域毎に逓減速度が異なることが分かってきた.

---

*Sho Iwagami[1], Yuichi Onda[1], Koichi Sakakibara[2], Yutaro Sato[2], Kosuke Nagano[2] and Maki Tsujimura[2]
[1] Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba., [2] Department of Sustainable Environmental Studies, Graduate School of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:55 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [3K01-05] Two-Phase Flow and Phase Change 2

Chair: Susumu Yamashita(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [3K01] Effect of various parameters on the bubble size distribution in water subcooled flow boiling

*Kazuhiro Kaiho[1], Shintaro Sakamoto[1], Nian gang[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1] (1.The University of Electro-Communications)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [3K02] Interfacial Friction Factor for Counter-current Gas-Liquid Flow in Vertical Pipes

*Takayoshi Kusunoki[1], Michio MURASE[1], Yasunori YAMAMOTO[1], Akio TOMIYAMA[2], Katsuya MORI[2] (1.INSS, 2.Kobe University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [3K03] Countercurrent Flow Limitation in the Vertical Pipe of a Pressurizer Surge Line

(1)Effects of Diameters

*Yasunori Yamamoto[1], Michio Murase[1], Katsuya Mori[2], Akio Tomiyama[2] (1.INSS, 2.Kobe University)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [3K04] Countercurrent Flow Limitation in the Vertical Pipe of a Pressurizer Surge Line

(2)Effects of Fluid Properties

*Michio Murase[1], Yasunori Yamamoto[1], Katsuya Mori[2], Akio Tomiyama[2] (1.INSS, 2.Kobe U.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

### [3K05] Measurement of the diameter distribution of the droplets by a portable spray

Koji Ishizaki[1], Hayata Shimmura[1], Yuusuke Kokubo[1], *Chihiro Nishizaki[2], Yasushi Makino[2], Hironori Noguchi[2] (1.KEPCO, 2.MHI)

10:45 AM - 10:55 AM JST | 1:45 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# サブクール沸騰中の気泡径分布に及ぼす各種パラメータの影響

Effects of various parameters on the bubble size distribution in water subcooled flow boiling

*海保 和宏[1]，坂本 新太郎[1]，念 剛[1]，榎木 光治[1]，大川 富雄[1]
[1]電気通信大学

サブクール沸騰解析において、ボイド率の高精度予測は重要である。また、生成される気泡の大きさは様々であり、気泡径分布を取り入れることで、解析精度の向上が期待される。本研究では、低圧時サブクール沸騰中における気泡径分布の計測を行い、伝熱面接触角を含めた各種パラメータの影響を調査した。

**キーワード：サブクール沸騰，気泡径分布，離脱気泡径**

## 1. 緒言

軽水炉内におけるサブクール沸騰中のボイド率は、炉心流量や流動安定性などを評価する上で重要である。また、このボイド率評価において、気泡径、気泡生成周期、沸騰核密度の高精度モデルが必要となる。ここで、気泡径は多くのモデルが提案されているが、様々な大きさの気泡が生成されているにも関わらず、そのほとんどが平均気泡径に基づいている。したがって、気泡径分布を考慮することで予測精度向上が期待される。本研究では、気泡径分布の計測を行い、各種パラメータの気泡径分布への影響を調査した。

## 2. 可視化試験

伝熱面には透明伝導膜(図１)を用いた。試験流路は幅 14mm 高さ 10mm の矩形流路、試験流体は水を用いており、流動方向は垂直上昇流とした。実験は大気圧下で行い、実験条件は熱流束 $q_w$=340, 450, 640[kW/m$^2$]、サブクール度 $\Delta T_{sub}$=10, 20, 40[K]、質量流束 $G$=300, 500, 700[kg/m$^2$s]とし、伝熱面の表面に $Al_2O_3$、$ZrO_2$、FeO の薄膜を成膜し、接触角を変化させた。撮影条件は 5000[fps]、シャッタースピード 5000[s$^{-1}$]とした。

## 3. 結果および考察

図２に代表的な気泡径分布データを示す。先行研究で用いられた正規分布[1]に比べ、ガンマ分布が良好な一致を示していることから、本研究ではガンマ分布を用いることとした。ガンマ分布は２つのパラメータ（形状母数 $\alpha$、尺度母数 $\beta$）によって表される。各実験条件がこれらのパラメータに及ぼす影響を調査し、図３、４に代表して熱流束および接触角と $\alpha$，$\beta$ の関係を示す。図より、熱流束の増加に伴い、$\beta$ が増加しており、気泡径の分散が増加している。これは、気泡径の増加のみならず、気泡生成頻度の増加によって小気泡が多く生成されたことに起因すると考えられる。一方、接触角に対しては減少傾向を示し、分散は減少している。したがって、接触角の影響も考慮する必要がある。

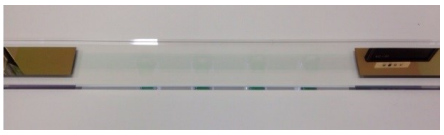


図１　透明ヒーター

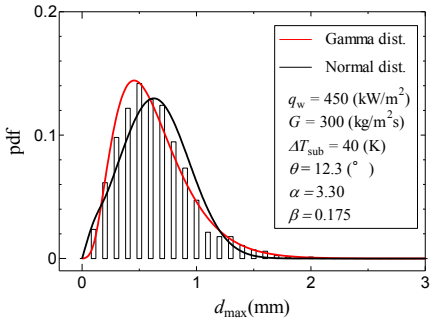



図２　気泡径分布データ

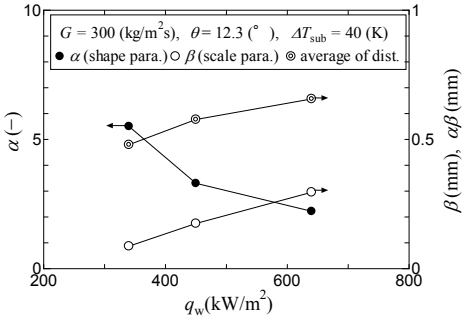



図３　熱流束が及ぼす影響

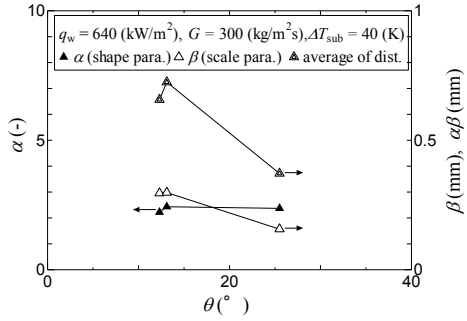



図４　接触角が及ぼす影響

## 謝辞

本報告は原子力規制庁からの委託「平成 27 年度　低圧時サブクール沸騰挙動解明試験」にて実施した成果です。

## 参考文献

[1] J. F. Klausner, R. Mei, L. Z. Zeng, Predicting stochastic features of vapor bubble detachment in flow boiling, Int. J. Heat Mass Transf. 40, 3547-3552(1997).

*Kazuhiro Kaiho[1], Shintaro Sakamoto[1], Nian Gang[1],Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1]
[1]University of Electro-Communications

# 鉛直管下端での気液対向流制限の一領域計算用界面摩擦係数

Interfacial Friction Factor for Counter-current Gas-Liquid Flow in Vertical Pipes

*楠木 貴世志[1]，山本 泰功[1]，村瀬 道雄[1]，森 勝也[2]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

蒸気発生器内の逆 U 字管下端での気液対向流制限(CCFL)を対象として、環状流モデルに基づく一領域計算に使用する界面摩擦係数 $f_i$ の相関式について検討し、Bharathan らの相関式を基に気液粘性比 $\mu_G/\mu_L$ 及び無次元直径 $D^*$で補正した相関式を導出した。

**キーワード**：蒸気発生器，逆 U 字管，鉛直管，気液対向流制限，界面摩擦係数

**1. 緒言**　これまでに鉛直管を用いた CCFL 実験が数多く実施されているが、実機の逆 U 字管と同様にシャープエッジを有する管下端で蒸気･水系 CCFL 特性を評価できる CCFL 実験相関式は限られる。Kusunoki et al.[1] は 0.1～7 MPa に適用できる逆 U 字管下端での CCFL を対象に、流体物性値の影響を表わす補正項を含む CCFL 実験相関式とその不確かさを導出した。しかし、導出した相関式は管径と流体物性値に対する適用限界が明らかでない。実験相関式より汎用的な評価方法として数値流体力学（CFD）による三次元解析があるが、長い計算時間を要し、感度解析には不向きである。感度解析には環状流モデルに基づく一領域計算が有効であるが、その計算に必要な界面摩擦係数 $f_i$ の相関式が明確ではない。そこで本報では、提案されている $f_i$ の相関式を用いて環状流モデルに基づく一領域計算を行い、直径と流体物性値が CCFL 特性に及ぼす影響を検討した。

**2. 評価方法**　提案されている $f_i$ の相関式[2-6]による一領域計算の結果と CCFL 実験データを比較し、その中で最も適切な Bharathan ら[2]による相関式を選定した。しかし、Bharathan ら[2]の相関式でも、全般的に気相無次元体積流束 $J_G^{*1/2}$ の値を過大評価することから、計算値と測定値とがよく一致する補正値（倍率）を求め、補正値を気液粘性比 $\mu_G/\mu_L$ と無次元直径 $D^*$の関数で表わした補正項を導出した。

**3. 結果と考察**　図 1 に気液粘性比 $\mu_G/\mu_L$ 及び無次元直径 $D^*$を補正項とした相関式による計算結果と実験データ[1][2][7][8]による $J_G^{*1/2}$ の比較を示す。ROSA/LSTF データ[8]に対しては、1 MPa はよい一致を示したが、3MPa、7 MPa と高温高圧になるほど相違が大きい。以上より、$f_i$ をボイド率の関数で表した Bharathan ら[2]の相関式を $\mu_G/\mu_L$ 及び $D^*$で補正した相関式では、高温高圧に対する適用性が明らかではなく、今後の課題である。

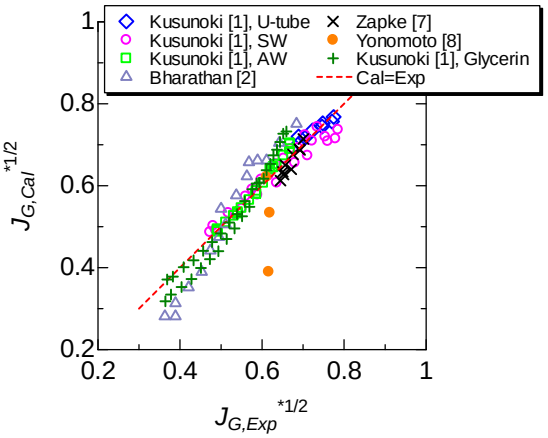



図 1　計算と実験による CCFL 特性の比較

**参考文献**

[1] T. Kusunoki et al., J. Nuclear Science and Technology, Vol.52(6), 887-896 (2015). [2] D. Bharathan et al., NRC-0293-6, (1978). [3] G.B. Wallis, One-dimensional Two-phase Flow, McGraw-Hill, (1969). [4] H.J. Kim et al., Int. J. Multiphase Flow, Vol.11, 593-606 (1985). [5] M. Murase et al., J. Nuclear Science and Technology, Vol.23(6), 487-502 (1986). [6] D. Bharathan et al., Report EPRI NP-786, (1978). [7] A. Zapke et al., Int. J. Multiphase Flow, Vol.22, 461-472 (1996). [8] T. Yonomoto et al., Proc. Int. Topical Meeting on Safety of Thermal Reactor, 522-529 (1991).

*Takayoshi Kusunoki[1], Michio Murase[1], Yasunori Yamamoto[1], Katsuya Mori[2] and Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe Univ.

# 加圧器サージ管の鉛直管での気液対向流制限
# (1) 直径の影響

Countercurrent Flow Limitation in the Vertical Pipe of a Pressurizer Surge Line

(1) Effects of Diameters

*山本 泰功[1]，村瀬 道雄[1]，森 勝也[2]，冨山 明男[2]

[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

加圧器サージ管の鉛直管上端での気液対向流制限（CCFL）を評価することを目的とし、従来の空気・水実験に基づく界面抗力係数の相関式を用いて一領域計算により $D$ = 300 mm での CCFL 特性を外挿評価した。

**キーワード**：加圧器サージ管，鉛直管，気液対向流制限，Kutateladze パラメータ，一領域計算

## 1. 緒言

PWR の一次系では、通常運転時には液単相であるが、想定される事故条件では減圧沸騰や炉心での崩壊熱により蒸気が発生して気液二相になり、気液対向流制限(CCFL)が生じる場合がある。本研究では、加圧器サージ管の鉛直管上端における CCFL を対象とした。前報[1]では、直径 $D$ ≦ 140 mm の鉛直管のシャープエッジ上端における空気・水実験の CCFL 特性を評価した。PWR の加圧器サージ管は直径 300mm 程度の大口径配管であるため、直径の影響を考慮して CCFL 特性を外挿評価する必要がある。そこで、本報では環状流モデルに基づく一領域計算によって $D$ = 300 mm の鉛直管における CCFL 特性を評価した。

## 2. 評価方法

$D$ = 19~140 mm での空気・水実験[2]に基づく界面抗力係数 $fi$ の相関式[3]を用いて鉛直管内を対象とした環状流モデルに基づく一領域計算を実施した。著者ら[1]が $D$ ≦ 140 mm の実験データから導出した CCFL 相関式と、一領域計算で外挿評価した $D$ = 300 mm の計算結果を比較し、直径の影響の観点から CCFL 相関式の加圧器サージ管への適用性について検討した。

## 3. 結果と考察

図 1 に Kutateladze パラメータで整理した CCFL 特性を示す。一領域計算の結果として、空気・水実験[2]でデータが得られている最小直径 $D$ = 19 mm、最大直径 $D$ = 140 mm、外挿評価した $D$ = 300 mm の結果を示す。数土の $fi$ 相関式[3]はボイド率（無次元液膜厚さ）と無次元直径 $D^*$（ボンド数）の関数であり、$D^*$の増加に伴って $K_L^*$が増加した後に減少している。図示していないが、高温高圧条件では $D^*$が増加して $K_L^*$がさらに減少する。CCFL 相関式[1]と比較すると、大口径では低 $K_G^*$・高 $K_L^*$で一領域計算値が CCFL 相関式[1]の不確かさ範囲外になっている。図 1 の直径の影響は CCFL 相関式[1]の改良に反映し、図示していない流体物性値の影響は工学的判断により反映しないことにした。

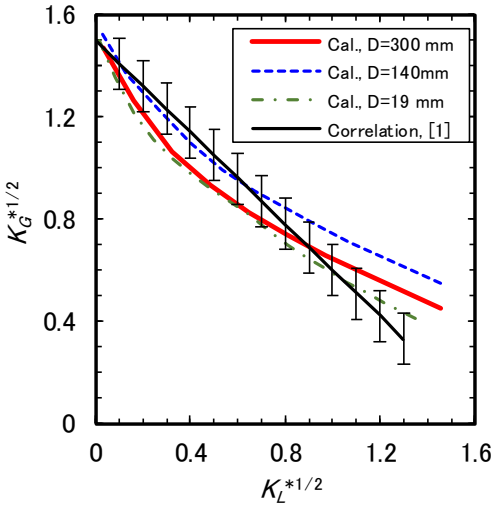



図 1. CCFL 特性(空気・水条件)

**参考文献** [1] 村瀬道雄ほか, 原子力学会 2016 春の年会, 2D02, 東北大学(2016). [2] H. J. Richter, Int. J. Multiphase Flow, 7[6], 647-658 (1981). [3] 数土幸夫, 日本機械学会論文集（B 編）, 60 [575], 330-336 (1994).

*Yasunori Yamamoto[1], Michio Murase[1], Katsuya Mori[2] and Akio Tomiyama[2]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe Univ.

# 加圧器サージ管の鉛直管での気液対向流制限
## (2) 流体物性値の影響

Countercurrent Flow Limitation in the Vertical Pipe of a Pressurizer Surge Line
(2) Effects of Fluid Properties

*村瀬 道雄[1]，山本 泰功[1]，森 勝也[2]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

加圧器サージ管の鉛直管上端での気液対向流制限(CCFL)を対象として、従来データから流体物性値の影響を評価し、Kutateladze パラメータで整理した CCFL 定数 $C_K$ = 1.4±0.2 を得た。

**キーワード**：加圧器サージ管，鉛直管，気液対向流制限，Kutateladze パラメータ、流体物性値

**1. 緒言**　加圧器サージ管は鉛直管、鉛直エルボ、複数のエルボを含む微傾斜管で構成されている。これまでに微傾斜管での気液対向流制限(CCFL)に対する相関式と不確かさを導出し[1]、前報[2,3]では鉛直管（シャープエッジ上端）に対する空気・水条件での CCFL 特性を検討した。本報では、流体物性値の影響を評価し、実機条件（直径 $D$ = 300 mm、圧力 $P$≦7 MPa）への適用を目標にして CCFL 相関式を導出した。

**2. 評価方法**　前報[3]では、$D$ = 19～140 mm での空気・水実験に基づく界面抗力係数の相関式を用いて鉛直管内を対象とする一領域計算により $D$ = 300 mm での CCFL 特性を外挿評価したが、高温高圧の蒸気・水系への適用は困難と判断した。そこで、本報では、Takeuchi ら[4]による APEX データと Ilyukhin ら[5]による $D$ = 20～100 mm、$P$ = 0.3～8 MPa での実験結果を使用し、Kutateladze パラメータで整理した CCFL 相関式と不確かさを求めた。

**3. 結果と考察**　CCFL 相関式と不確かさの導出に使用した CCFL 特性を Kutateladze パラメータで整理して図 1 に示す。APEX データ[4]は中小破断 LOCA 実験でのフラッディング開始である。Ilyukhin ら[5]による情報には上端 CCFL と下端 CCFL が混在しているため、0.3～1.6 MPa データから $D$ = 30, 40 mm での上端 CCFL のみ抽出し、1 MPa での流体物性値を用いて Kutateladze パラメータに変換した。1～8 MPa [5]は文献[5]に従って 0.3～1.6 MPa [5]を 1.1 倍にした。これらをほぼ包括するように、勾配 $m$ = 0.90、定数 $C_K$ = 1.4±0.2 を導出した。実験ごとの相違が大きく、実験条件が不明確であることから不確かさ±0.2 が大きい。

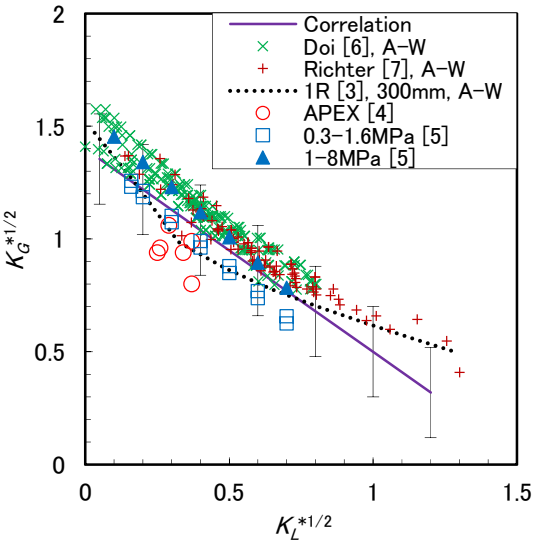


図 1　CCFL 特性 (A-W: 空気・水)

**参考文献**　[1] 村瀬道雄ほか，原子力学会 2015 秋の大会，C43，静岡大学 (2015). [2] 村瀬道雄ほか，原子力学会 2016 春の年会，2D02，東北大学 (2016). [3] 山本泰功ほか，原子力学会 2016 秋の大会，久留米 (2016). [4] K. Takeuchi et al., NED 192, 45-58 (1999). [5] Yu. N. Ilyukhin et al., High Temperature, 37[3], 463-469 (1999). [6] T. Doi, et al., Sci. Technol. Nucl. Installations, ID754724 (2012). [7] H. J. Richter, Int. J. Multiphase Flow, 7[6], 647-658 (1981).

---

*Michio Murase[1], Yasunori Yamamoto[1], Katsuya Mori[2] and Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe Univ.

# 可搬型スプレイ設備による放水時の液滴径分布測定

Measurement of the diameter distribution of the droplets by a portable spray

石崎 浩治[1]，新村 逸太[1]，國保 友佑[1]，*西崎 千博[2]，牧野 泰[2]，野口 浩徳[2]
[1]関西電力，[2]三菱重工

原子力発電所には、使用済燃料ピット（Spent Fuel Pit：SFP）への放水手段として、可搬型スプレイ設備が配備されている。可搬型スプレイ設備によるスプレイ水の基本挙動の把握を目的として、実験によりスプレイ水の液滴径分布を測定し、液滴の空間密度（存在率）を算出した。

**キーワード**：使用済燃料ピット、スプレイ、SFP

## 1. 緒言

原子力発電所には、万一の SFP 水喪失に備えて可搬型スプレイ設備が配備されている。スプレイ機能評価の一環でスプレイ水の基本挙動を把握するため、実際の可搬型スプレイ設備を SFP 模擬施設に設置して放水実験を行い（図 1）、得られた液滴径分布に基づき、スプレイ放水時の空間密度を算出した。



図 1　放水状況写真

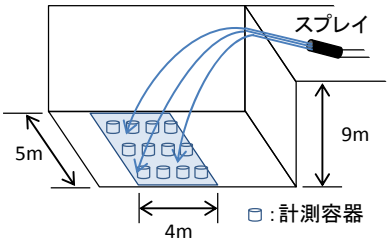



図 2　実験体系

## 2. 評価方法

### 2-1. 実験体系

SFP へのスプレイ放水を模擬するため、放水面から約 9 m 下に測定エリアを設置した（図 2）。実験に用いた可搬型スプレイは原子力発電所に配備されているもの（YONE（株）製ブリッツファイアー放水銃）を用い、可搬型ポンプと接続して実際の運転条件（0.7 [MPa]，1000 [ℓ/min]）を模擬した。

### 2-2. 流量分布測定

流量分布測定のため、図 2 中の計測容器としてメスシリンダを設置し、各位置における開口部面積 A [$cm^2$]あたりのスプレイ流量 Q [g/s]を得た。

### 2-3. 液滴径分布測定

液滴径分布測定のため、図 2 中の計測容器としてシリコンオイル槽を有する液滴捕獲容器（図 3）を設置した。スリット付きの蓋をスライドすることにより、落下する液滴を収集した。同一地点で 3 回の液滴捕獲を行い、合計で 600～1000 個程度のサンプルから液滴径の分布を得た（図 4）。液滴径が大きくなるほど下降速度も大きくなることを考慮し、液滴径毎の下降速度に体積存在割合を考慮した重み平均により、各位置における平均液相下降速度 V [cm/s]を得た。

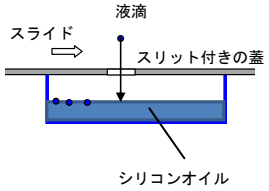



図 3　液滴捕獲容器模式図

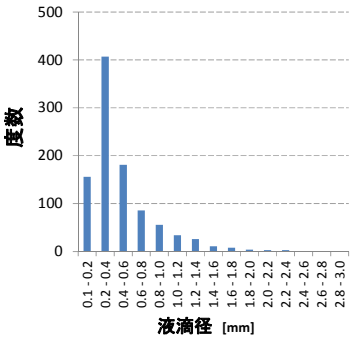



図 4　代表位置での液滴径分布

### 2-4. 実験結果に基づく空間密度算出

各実験により得られた測定結果（A [$cm^2$]，Q [g/s]，V [cm/s]）より、各測定位置における液滴の空間密度は下式により求まる。

空間密度　＝　Q／(A・V) [$g/cm^3$]

上記計算の結果、代表位置で空間密度 $1.3\times10^{-4}$ $g/cm^3$ を得た。

## 3. 結論

可搬型スプレイ設備によるスプレイ水の基本挙動の把握を目的として放水実験を行い、スプレイ水の液滴径分布を得た。これを基に、液滴の空間密度（存在率）を算出した。

Koji Ishizaki[1], Hayata Shimmura[1], Yuusuke Kokubo[1],*Chihiro Nishizaki[2], Yasushi Makino[2], Hironori Noguchi[2]
[1]KEPCO, [2]MHI

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Fri. Sep 9, 2016 10:55 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room K
Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [3K06-09] Source Term

Chair: Akira Nakamura (INSS)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

### [3K06] Dose evaluation in a BWR reactor building with MAAP-DOSE.

*Kazuma Abe[1], Kenichi Kanda[1], Satoshi Nishimura[1], Masahiro Furuya[1], Yoshihisa Nishi[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

---

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

### [3K07] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

14.Evaluation of FP behavior in plants based on the Backward Evaluation Method

*Hide Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] (1.The Institute of Applied Energy)

---

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

### [3K08] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

15.Evaluation of FP behavior in S/P based on dose rate measured with CAMS

*Shunsuke Uchida[1], Hide Okada[1], Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] (1.The Institute of Applied Energy)

---

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

### [3K09] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

16.FP release from S/P under decompression boiling

*Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Okada[1], Ayumi Ito[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naito[1] (1.Institute of Applied Energy)

---

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# MAAP-DOSE を用いた BWR 原子炉建屋内線量評価

Dose evaluation in a BWR reactor building with MAAP-DOSE.

*阿部 数馬[1]，神田 憲一[1]，西村 聡[1]，古谷 正裕[1]，西 義久[1]

[1]電力中央研究所

MAAP version 5 に実装された DOSE モジュールを用いて、BWR の過酷事故時の核分裂生成物(FP)の移行挙動と原子炉建屋内線量を計算し、ノード分割やジャンクション条件の影響を把握した。

**キーワード**：MAAP-DOSE，線量評価，過酷事故解析，核分裂生成物

## 1. 緒言

原子力発電所の重大事故時における運転員の居住性および現場操作性を評価するために、事故シーケンス毎の線量評価を実施することが重要である。本研究では過酷事故解析コード MAAP5.03 の DOSE モジュールを用いて BWR プラントの事故発生時の原子炉建屋内の線量計算を実施した。

## 2. 解析

図 1 にノード分割とジャンクション条件を示す。MAAP 付属の BWR4 Mark-I 格納容器モデルを用い、ドライウェルからの過圧破損箇所を模擬したジャンクションを追加した。事故シーケンスは LOCA や SBO を選定し、原子炉建屋や中央制御室における FP の移行挙動および線量を評価した。

## 3. 解析結果および考察

図 2 に AST※1 法により評価した SBO および LOCA＋SBO シーケンスにおける中央制御室内の線量時系列および希ガス質量の評価結果例を示す。LOCA と SBO が重畳する場合には早期から高い線量となり、事象進展を反映した線量計算結果が得られた。事故シーケンス毎に線量と FP 質量との相間が良く、特に図 2 に示す希ガスの挙動とよく一致した。今後は、事故シーケンス毎に線量計算に影響を及ぼす FP やリークパスを特定し、適切なノード・ジャンクション設定の方法を検討する。

## 4. 結論

MAAP5.03 を用いて BWR4 Mark-I 格納容器を対象に SBO および LOCA+SBO 事象を解析した。事象進展と一致した線量が得られ、線量が希ガス質量の推移を反映していることが分かった。

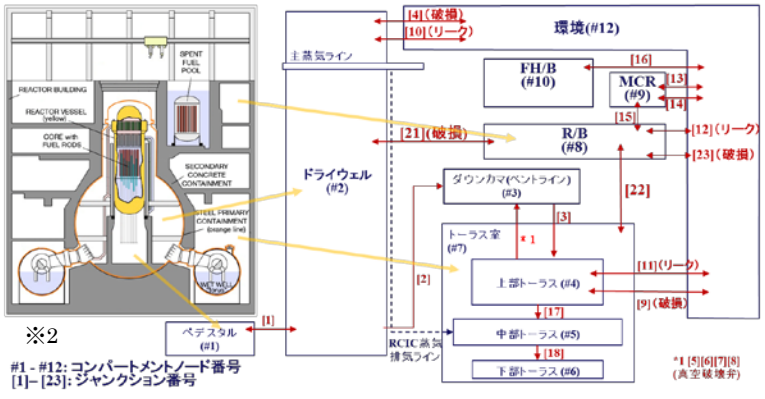



図 1 MAAP によるノード分割の概要図

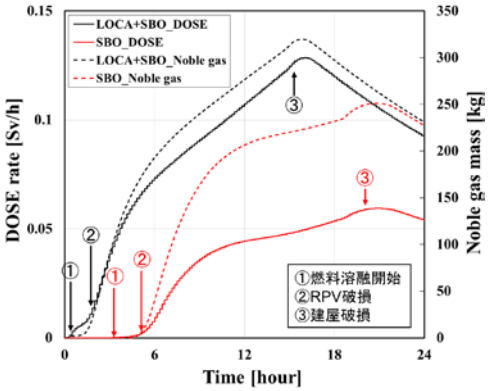



図 2 中央制御室の線量評価結果例

※1 AST：Alternate Source Term

※2 https://theamericanwestatrisk.wordpress.com/page/2/ より建屋図を引用

*Kazuma Abe[1], Kenichi Kanda[1], Satoshi Nishimura[1], Masahiro Furuya[1], Yoshihisa Nishi[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
# (14) 逆方向解析によるプラント内 FP 挙動の評価

Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

(14) Evaluation of FP behavior in plants based on the Backward Evaluation Method

*岡田 英俊[1], 内田 俊介[1], 唐澤英年[1], 伊藤あゆみ[1],
ペルグリニ マルコ[1], 内藤 正則[1]
[1]エネ総研

環境への FP 放出量、汚染水としての処理量、建屋主要部の線量率などの測定値から、FP の流れとは逆方向に解析（逆方向解析）して、過酷事故解析コードの精度を評価することを試みた。

**キーワード**: 過酷事故、FP 挙動、線量率、逆方向解析

## 1. 緒言

過酷事故時のプラント内での FP 挙動は、SAMPSON ほかの過酷事故解析コード（FP に流れに沿っての順方向解析）で評価され、定量化されるが、移行プロセスでの移行量の直接測定データが得られておらず、過酷事故解析コードの評価精度を直接検討することは難しい。環境への FP 放出量、汚染水としての処理量、建屋主要部の線量率などの測定値から、FP の流れとは逆方向に解析（逆方向解析）して、過酷事故解析コードの精度を評価することを試みた。

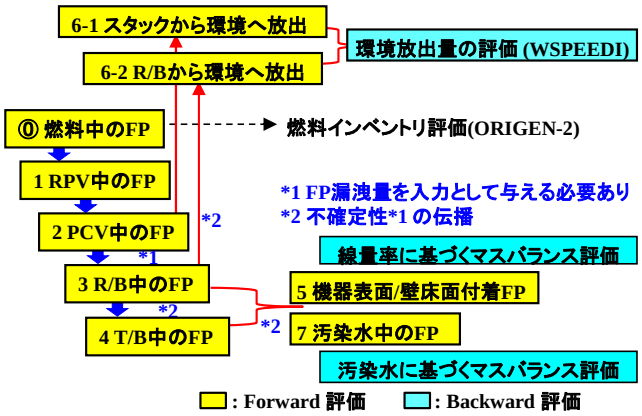



図1 FP移行の主要プロセス（順方向と逆方向解析）

## ２．FP 移行モデル(順方向と逆方向解析)

FP の主要移行プロセスと順方向と逆方向解析の関連を模式的に図 1 に示す[1]。

## ３．解析結果

逆方向解析の結果得られた環境放出量[2]、汚染水量評価[3]などから得られた長半減期の $^{137}$Cs についてのプラント全体でのマスバランス評価の結果を図 2 に示す。なお、本研究の一部は、経済産業省廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）により実施した。

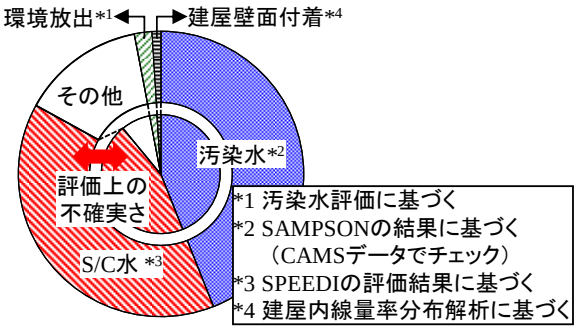



図2 $^{137}$Csを主対象としたマスバランス

**参考文献** [1] S. Uchida, et al., “An approach toward evaluation of FP behaviors in NPPs under severe accidents”,*16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16)* Hyatt Regency Chicago, Chicago, IL, USA, August 30-September 4, 2015. [2] H. Nagai, et al., ” Source term estimation for the Fukushima Daiichi NPS accident by combined analysis of environmental monitoring and plant data through atmospheric dispersion simulation”, *ibid*. [3] S. Uchida, et al., “Evaluation of Accumulated Fission Products in the Contaminated Water at the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant”, *Nucl. Technol.*, **188** (3), 252-265 (2014).

---

*Hidetoshi Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1] and Masanori Naitoh[1]
[1]Institute of Applied Energy, [2]Kaken Inc., [3]Japan Broadcasting Co.

# 原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
# (15) CAMS 線量率測定値に基づくサプレッションプール中の FP 挙動の評価

（分類項目表
ＣＤ番号）

Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident
(15) Evaluation of FP behavior in S/P based on dose rate measured with CAMS

*内田 俊介[1], 岡田 英俊[1], 唐澤英年[1], 伊藤あゆみ[1],ペルグリニ マルコ[1],
内藤 正則[1]

逆方向解析によるプラント内 FP 挙動の評価例として、S/C の CAMS（Containment Atmosphere Monitoring System）の線量率データに基づき、セシウムを主とする FP のプール水中、気中及び壁面付着量などの時間変化を評価

**キーワード**: 過酷事故、FP 挙動、線量率、逆方向解析

## 1. 緒言

逆方向解析によるプラント内FP挙動の評価の1例として、各号機の S/P に設置された CAMS（Containment Atmosphere Monitoring System）で測定された線量率データに基づいて、セシウムを主とする FP のプール水中、気中及び壁面付着量などの時間変化を評価した。

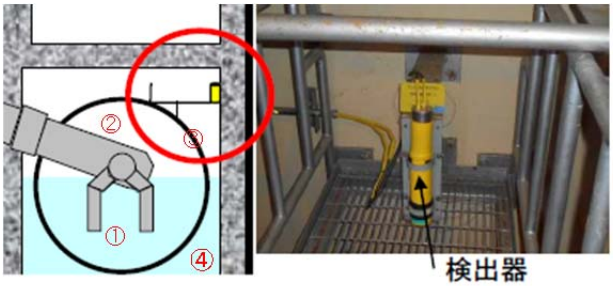



**図1 S/Cに設置されたCAMS概要図**

## ２．CAMS での S/C からの線量率測定

S/C 上方に設置された CAMS の位置を図 1 に示す[1]。S/C からの線量率は線源を、プール水①、カバーガス②および S/C 上部壁面③に分けて、点減減衰核積分法コード QAD-CGGP2 を用いて評価した[2]。線源については過酷事故解析コード SAMPSON で得られた S/C 内の FP 量を用いて求めた。解析結果では、99.9%は水中で、気中、壁面の FP 量は 0.1%以下であった。

## ３．線量率評価結果

図 2 に 2 号機 S/C の CAMS での測定結果を計算結果と比較した。解析結果は、S/C の水位によって影響されるが、500 時間を過ぎると実測値が低下する。その要因として、プール水の漏出とセシウムの沈降及び水壁への吸着を検討している。

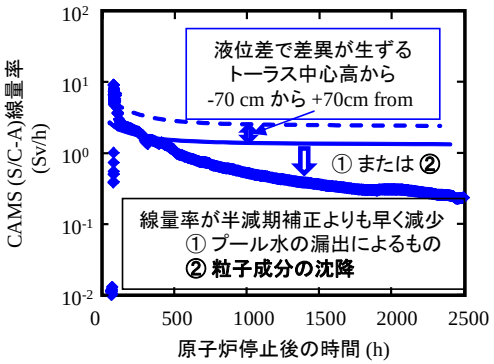



**図2 S/Cに設置されたCAMS測定値の評価結果例**

なお、本研究の一部は、経済産業省廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）により実施した。

**参考文献** [1] 東京電力 福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果「第４回進捗報告」について 添付資料 2-11 「2 号機 14,15 日に測定された CAMS 測定値から推定する FP 移行挙動について」 http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu15_j/images/151217j0130.pdf

[2] ORNL, A combinatorial geometry version of QAD-P5A, A point kernel code system for neutron and gamma-ray shielding calculation using the GP buildup factor, QAD-CGGP, RSIC Computer Code Collection, CCC-493 (1988).

* Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Okada[1], Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1] and Masanori Naitoh[1]
[1]Institute of Applied Energy

# 原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
# （16）減圧沸騰時のサプレッションプールからの FP 放出

Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

(16) FP release from S/P under decompression boiling

*唐澤　英年[1]，内田　俊介[1]，岡田　英俊[1]，伊藤　あゆみ[1]，
ペルグリニ　マルコ[1]，内藤　正則[1]
[1]エネ総工研

小型実験装置による減圧沸騰実験により、蒸気放出割合が増加すると蒸気に同伴するミストの割合が増加し、ミスト同伴率にほぼ比例して FP 放出率が増加することを確認。

**キーワード**：過酷事故、FP 挙動、減圧沸騰

## 1. 緒言

サプレッションプール(S/P)でのスクラビングによる FP 除去性能は、プール水温が沸点に近づくと急激に低下する。また、加圧下にある S/P がベント時に急激に減圧されると、減圧沸騰により大量の蒸気が環境に放出される。この際、プール水中の FP の一部が、ミストと共に環境に放出される。この効果を、小型実験装置を用いて定量化した。

## 2. 実験と考察

実験装置を図 1 に示すが、蒸発容器には内部と外部にヒーターを設置し、154℃に加熱し飽和蒸気とした。ベントバルブを開け、蒸発容器内圧力が大気圧になった時点でベントバルブを閉めた。回収容器内の水体積と電気伝導度を測定した。溶質濃度は、電気伝導度から算出した。パラメータは、溶質($NaNO_3$ と CsI)とベント管径（蒸気放出速度）とした。

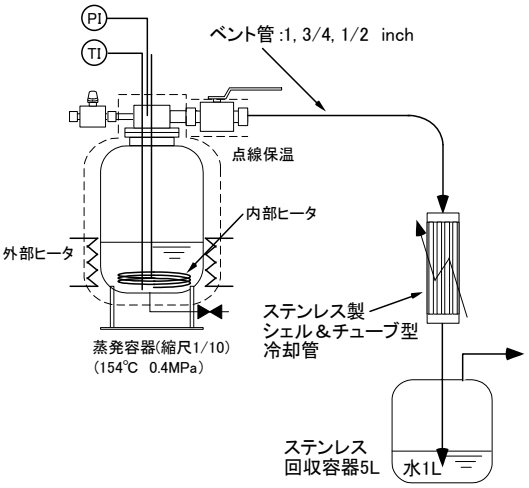



図 1　実験装置の概要

蒸発割合は、回収水量を蒸発容器内の初期水量で割って求めた。また、溶質移行量は、回収容器内の溶質量を蒸発容器内の初期溶質量で割って求めた。蒸発割合は、蒸気放出速度（ベント管径）が大きいと初期水量にほぼ比例して増加した。しかし、図 2 に示すように、溶質移行割合は、蒸気放出速度に依存せず蒸発割合に比例して増加した。蒸発割合が 0.1 以下では、溶質移行割合はほぼ 0 であった。また、溶質の依存性は見られなかった。これらは、減圧沸騰によりミストが生成し、ミスト内に溶質が取り込まれたためである。スケール効果については議論する。

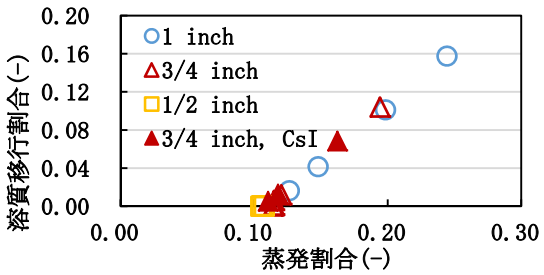



図 2　蒸発割合と溶質移行割合の相関

なお、本研究の一部は、経済産業省廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）により実施した。

---

*Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Okada[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1] and Masanori Naitoh[1]
[1]The Institute of Applied Energy

General Meeting

Fri. Sep 9, 2016 12:00 PM - 1:00 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room K
Kumume City Plaza - Assembly Room 1

**[GM3K] 「海外情報連絡会」第55回全体会議**

[GM3K] General Meeting

General Meeting

# [GM3K]「海外情報連絡会」第55回全体会議

Fri. Sep 9, 2016 12:00 PM - 1:00 PM  Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

## [GM3K]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：International Affairs Committee

Fri. Sep 9, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [PL3K] The UK Nuclear Industry, Past, Present and Future

Chair: Atsushi Mukunoki (JGC Corp.)

### [PL3K01] From Decommissioning the Original Fleet of Nuclear Power Stations, to Nuclear New Build

*Keith Franklin[1,2] (1.NNL, 2.British Embassy Tokyo)

海外情報連絡会セッション

# “The UK Nuclear Industry, Past, Present and Future”
# From Decommissioning the Original Fleet of Nuclear Power Stations, To Nuclear New Build

*Dr Keith Franklin, MBE
National Nuclear Laboratory
First Secretary (Nuclear), British Embassy Tokyo

The UK has a long history in the nuclear industry. From the opening of the world’s first nuclear power station at Calder Hall in 1956, to the current plans for nuclear to provide 18GW, of the UK’s electricity by the 2030s (Figure 1). The UK believes that safe, reliable and affordable nuclear power can provide a large amount of secure, low carbon electricity, and that it should remain part of the energy mix. Of the first 3 new projects in the UK, one is French, and two are Japanese, involving Hitachi and Toshiba.




**Figure 1: New Nuclear Build Sites in the UK**

A method called “Contract for Difference” has been developed in the UK to ensure that all low carbon electricity generation methods are considered on an equal basis. This applies not only to nuclear, but to other low carbon forms of generation. This allows for the setting of ‘strike price’ for electricity, so that developers can be confident of the return on their investment over an extended time period.

The UK currently has reactors at all stages of their lives. In addition to the new build plans, there are a fleet of operating Advanced Gas Cooled reactors (Table 1) and one PWR (Sizewell B, opened in 1995).

**Table 1: Start and Closure Dates of the UK's Advanced Gas-Cooled Power Stations**

| | | |
|---|---|---|
| Dungeness B | 1983 | 2018→ |
| Hartlepool | 1983 | 2019→ |
| Heysham 1 | 1983 | 2019→ |
| Heysham 2 | 1988 | 2023→ |
| Hinkley Point B | 1976 | 2016→ |
| Hunterston B | 1976 | 2016→ |
| Torness | 1988 | 2023→ |

[N.B. Life extensions are being pursued on these plants]

In decommissioning, the UK is in a unique position, with complex clean-up challenges at sites such as Sellafield and Dounreay, but also experience of decommissioning an entire reactor fleet, the iconic Magnox Reactors (Table 2). This decommissioning experience is also very relevant to water cooled, as well as gas cooled reactors.

**Table 2: Start and Closure Dates of the UK's Magnox Power Stations**

| | | |
|---|---|---|
| Wylfa (part-closed) | 1971 | 2015 (44 years) |
| Bradwell | 1962 | 2002 (40 years) |
| Chapelcross | 1959 | 2004 (45 years) |
| Dungeness A | 1965 | 2006 (41 years) |
| Hunterston A | 1964 | 1989 (25 years) |
| Hinkley Point A | 1965 | 2000 (35 years) |
| Calder Hall (First nuclear power station) | 1956 | 2003 (47 years) |
| Trawsfynndd | 1965 | 1991 (26 years) |
| Berkeley (now entered SafeStore) | 1962 | 1989 (27 years) |
| Oldbury | 1967 | 2012 (45 years) |
| Sizewell A | 1966 | 2006 (40 years) |

[N.B. All exceeded original 25 year planned lifetime]

The skills and experience gained from Sellafield and Dounreay have provided useful insight into solutions for the challenges at Fukushima Dai-ichi, with knowledge of how to retrieve difficult radioactive material from a building, and then packaging it safely for disposal, finding particular parallels with the situation at Dai-ichi.

UK's Nuclear Decommissioning Authority (NDA) is in charge of the strategy, and this allows for the sharing of expertise across all decommissioning sites (Figure 2). The NDA is a government body, but the actual delivery of decommissioning is carried out by individual Site Licence Companies, who utilise the extensive UK supply chain to carry out the work on their sites.




**Figure 2: Nuclear Decommissioning Authority (NDA) Sites in the UK**

There are many lessons to be learned in decommissioning, in particular the need to not only focus on the technical aspects. The social aspects of decommissioning should not be ignored, and in many cases are more important. The nuclear industry has many stakeholders, and they need to be allowed to engage in the process at their speed not yours. A lot of decommissioning can take place inside buildings, where progress is not obvious, sometimes it is also necessary to be seen to be making visible progress, as with the demolition of the Calder Hall cooling towers (Figure 3).

Decommissioning requires a different mindset, with many changes needed from operations. A lot is said about decommissioning culture, and the UK has gained valuable experience in moving from an operational to a decommissioning culture. It isn't just a technical shift in behaviour, the importance of a strategy, setting interim end states, site management on a constantly changing site, and contracting arrangements are some of the aspects which need to be considered.



**Figure 3: The Demolition of the Calder Hall Cooling Towers**

The UK's nuclear industry has been operating in a deregulated, liberalised market for over 20 years. Japan is now starting this process, and may be able to benefit from the UK's experience in delivering decommissioning projects, at low cost, in full market conditions. One of benefits of being the first country to commission a fleet of nuclear reactors means that the UK were one of the first to undertake large scale decommissioning, and plans are in place for a special tour of UK decommissioning sites for interested participants from the Japanese Nuclear Industry early in 2017.

The UK and Japanese nuclear industries have world class and complementary skills. Japanese New Build and UK decommissioning and waste management have the potential to be a strong alliance. Organisations in both countries should consider the advantages of such strategic partnerships for the future of the industry, in the UK, Japan and around the world.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 3:35 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room K Kumume City Plaza - Assembly Room 1

## [3K10-12] Filtered Vent

Chair: Hidetoshi Okada (IAE)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

### [3K10] Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting

(3)Measurement of liquid film thickness distribution in flow direction by the laser displacement meter

*Yasuhiro Nakao[1], Naoki Horiguchi[1,2], Hiroyuki Yoshida[2], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1.University of Tsukuba, 2.JAEA)

---

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

### [3K11] Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting

(4)Visualization of droplets generation on film flow in diffuser

*Naoki Horiguchi[1,2], Hiroyuki Yoshida[2], Yasuhiro Nakao[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1.University of Tsukuba, 2.Japan Atomic Energy Agency)

---

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

### [3K12] Gas phase jet behavior during pool scrubbing

*Kazuki Yamamoto[1], Yuki Narushima[1], Akifumi Miyazaki[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1.University of Tsukuba)

---

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

# フィルタードベントのためのベンチュリースクラバー内二相流評価手法の開発
# （3）レーザー変位計による流れ方向液膜厚さ分布の計測

Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting

(3) Measurement of liquid film thickness distribution in flow direction by the laser displacement meter

*中尾 泰大[1]，堀口 直樹[1,2]，吉田 啓之[2]，金川 哲也[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学，[2]原子力機構

フィルタードベントで用いる自吸式ベンチュリースクラバー（VS）内の流動評価手法の構築を目的として，本報では，VS 内での液膜厚さ分布について，いくつかの流動条件での平均厚さおよび液膜の波立ちを実験的に調べた結果を述べる．

**キーワード：**ベンチュリースクラバー，環状噴霧流，液膜，液膜厚さ

## 1. 緒言

原子力発電所への設置が望まれているフィルター付きベントシステムの一つに，複数のベンチュリースクラバー（VS）により構成されるシステムがある．VS 内に形成される噴霧流により，放射性物質は汚染ガス中から液体中へと捕集され，除染が行われる．拡大部において形成される環状噴霧流により，VS 内で液滴および液膜が発生する． VS 内での液滴の流路断面を把握する上で，液膜が及ぼす影響を調べることは重要である．本報では，VS 内での液膜厚さについて，それぞれの流動条件での平均厚さおよび液膜の波立ちについて実験的に検討した結果を評価した．

## 2. 実験体系

既報[1]と同様の矩形状 VS や実験体系を用いて計測を行った．自吸口にかかる水頭を 1000 mm とし，喉部での見かけ気相流速を 85~290 m/s で変化させ，レーザー変位計（キーエンス製，LT-9030M）を用いて液膜厚さを計測した．また，VS 内を流れる液膜を対象として，拡大部で，LED および高速度カメラ（ノビテック製，Phantom）を用いたバックライト法により可視化計測した．

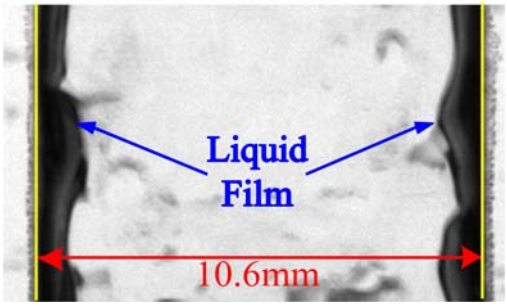


Fig.1 Typical snapshot of liquid film in Venturi scrubber.

## 3. 結果・考察

喉部見かけ気相流速 126.4 m/s における可視化結果の一例を図 1 に示す．壁面にある黒い影が液膜である．波立ちによって，壁面を流れる液膜の厚さに変化が確認された．喉部見かけ気相流速に対する VS 内壁面での液膜の平均厚さを図 2 に示す．喉部見かけ気相流速の増加に伴い，液膜の平均厚さが減少した．今後は，液膜厚さの変化傾向の詳細な把握と計測精度の検討のため，測定箇所を増やす予定である．

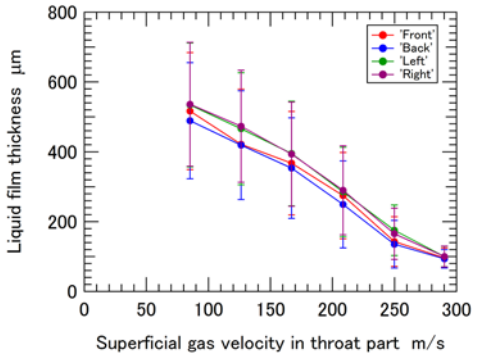


Fig.2 Liquid film thickness at throat with variety of gas velocity.

### 参考文献

[1] 中尾ら，2016 年日本原子力学会春の年会

[2] Horiguchi et al., *Mech. Eng. J.*,**1**(4)(2014), 1.

---

*Yasuhiro Nakao[1], Naoki Horiguchi[1,2] Hiroyuki Yoshida[2], Tetsuya Kanagawa[1] , Akiko Kakeko[1] and Yutaka Abe[1]

[1] Univ. of Tsukuba, [2] JAEA

# フィルタードベントのためのベンチュリースクラバー内二相流評価手法の開発
# （4）拡大部における液膜からの液滴発生の可視化観測

Development of Evaluation Method for Two-phase Flow in Venturi Scrubber for Filtered Venting
(4) Visualization of droplets generation on film flow in diffuser

*堀口 直樹[1,2]，吉田 啓之[2]，中尾 泰大[1]，金川 哲也[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]
[1]筑波大学，[2]原子力機構

フィルタードベントのためのベンチュリースクラバー（VS）の除染性能を評価する上で、液滴径評価等を含む液滴発生機構の解明は重要である。本報では、拡大部における液滴発生の様子と液滴径の流路断面分布を取得した結果を述べる。

**キーワード**：ベンチュリースクラバー，環状噴霧流，可視化

**1. 緒言**　本研究では、ベンチュリースクラバー（VS）の性能評価手法及びこれに必要な評価式の構築を目的として、流動の可視化実験や詳細な数値解析を実施してきた[1]。その結果、比較的速い気相流速条件下では、既存の VS 除染性能評価モデルで仮定されている自吸口近傍のみではなく、拡大部においても液滴が発生することが観察された。そこで、拡大部での液滴発生や液滴径に着目した試験を実施した。

**2. 実験**

**2-1. 実験装置・条件**　実験には既報の装置[2]を用いた。撮影には高速度カメラ Phantom（Vision Research Inc.製）とカメラレンズ LeicaZ16（Leica Microsystems GmbH 製）、可視化用レーザー光源 CAVILUX（Cavitar Ltd.製）を用いた。VS 内の流れと VS 出口での液滴を撮影し、画像処理により液滴径を計算した。撮影速度 5,000 fps、光源の露光時間 20 ns とし、各開始時刻を同期させた。流動条件は喉部みかけ気相速度 320 m/s、自吸口にかかる水頭圧は 10 kPa（水深 1000 mm）とした。

**2-2. 結果・考察**　VS 内の液滴（白点線）および液膜（白実線）の移動方向を Fig. 1 に示す。y=-2、z=18 mm にある自吸口から自吸された水の一部が微粒化して液滴へ、残りが壁面を伝って液膜となり流れる。z 軸方向 28 mm の拡大部において、液膜から液滴が発生し、z 軸方向だけでなく y 軸正方向にも液滴が移動する様子が確認できた。この時の VS 出口(z = 120 mm, x =0 mm)における y 軸方向の液滴個数ならびにザウター平均径の流路断面分布を Fig. 2，Fig. 3 に示す。y 軸正方向に向かって個数は増加，径は小さくなる傾向であり、拡大部の液滴発生箇所付近の移動の影響が VS 出口部においても残っていることが確認できる。

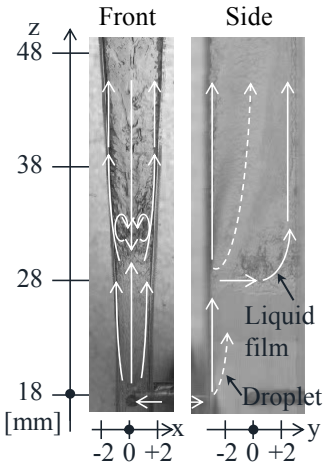


Fig. 1　Flow direction of droplet and liquid film.

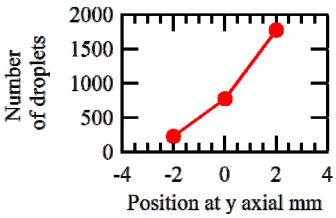


Fig. 2　Number of droplet for y axial direction.

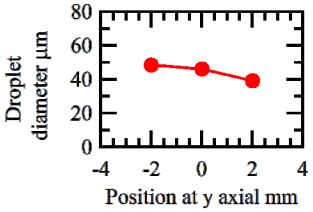


Fig. 3　Sauter mean diameter of droplet for y axial direction.

**3. 結論**　拡大部での液滴発生の観察と出口での液滴径の流路断面分布の評価から、両者の相関関係を得た。今後は、液滴発生箇所をより詳細に観察し、その発生機構を検討する。

**参考文献**

[1] Horiguchi et al., *Mech. Eng. J.*,**1**(4)(2014), 1.　[2] 堀口ら,2015 年日本原子力学会秋の大会

*Naoki Horiguchi[1,2], Hiroyuki Yoshida[2], Yasuhiro Nakao[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1] and Yutaka Abe[1]
[1]Univ. of Tsukuba, [2]JAEA

# プールスクラビングにおける気相噴流挙動

Gas phase jet behavior during pool scrubbing

*山本和輝[1]，成島勇気[1]，宮崎彬史[1]，金川哲也[1]，金子暁子[1]，阿部豊[1]

[1]筑波大学

原子力発電所の事故挙動解析において，プールスクラビングによる除染係数の評価のために，その流動モデルや除染モデルの妥当性確認が重要になる．本報告では，プールスクラビングを模擬した静止水中におけるエアロゾルを伴う気相噴流の全体構造を把握することを目的とし，ノズル出口付近から水面に至るまで，高さ毎に可視化撮影と，またワイヤメッシュセンサ（WMS）を用いてボイド率分布計測を行った結果について述べる．

**キーワード：**プールスクラビング，気液二相流，可視化観測，ワイヤメッシュセンサ

## 1. 緒言

原子力発電所の重大事故時においてプールスクラビング効果を評価する上で，物理モデルの妥当性確認のため，プール水中の上昇気泡中のエアロゾル挙動および二相流挙動を定量的に評価することが求められている[1,2]．既存解析コードの流動モデルとしては，ベント管から放出された気体は気泡塊として分裂され，その気泡塊は細分化し単分散気泡として上昇してゆくと想定されている．本報告では，プールスクラビングを模擬した静止水中気相噴流の全体構造を実験的に把握することを目的とし，ノズル出口付近から水面に至るまで，高さ毎に可視化撮影と，また WMS を用いてボイド率計測を行った結果について述べる．

## 2. 実験体系および実験条件

Fig. 1 に示す実験装置を用いて気相噴流の流動構造を把握するために，赤色 LED を用いたバックライト法によりノズル先端を 0 mm とし，高さ毎に高速度カメラ（HSC）を用いて可視化観測を行った．実験条件としては，水・空気系で行い，ノズル内径 6 mm，サブマージェンス 1000 mm 以上とし，ガス流量は実機相当を含む様々な条件で行った． 高さ毎のボイド率計測に関しては，ノズル位置と水位を併せて変更することで相対的に WMS の測定位置を変更し計測した．

## 3. 結果及び考察

ノズル内径 6 mm，ノズル見かけ流速 150 m/s の条件でのノズル先端から 1200 mm 付近の可視化結果を Fig. 2 に示し，ノズル先端から 1500 mm 地点での瞬時ボイド率分布を Fig. 3 に示す．高流速条件では可視化観測からは気泡密度が高く，大気泡の存在は確認できなかったが，流路断面のボイド率分布計測を行うことで，直径 76.8mm 程度の大気泡の存在が確認された．今後は WMS を用いてエアロゾル含む気泡挙動を把握する．

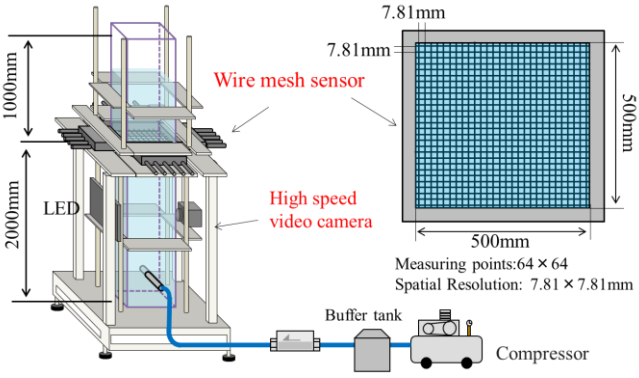



Fig. 1 Experimental apparatus

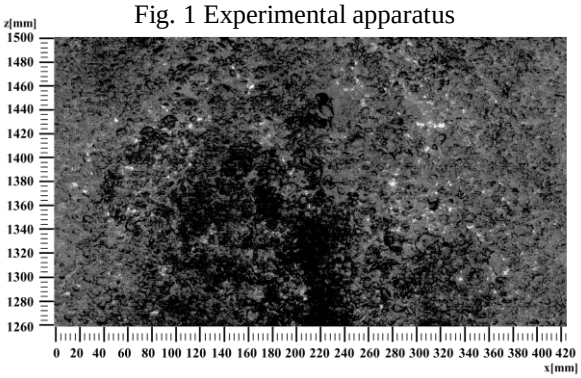



Fig. 2 Bubbly flow visualization by HSC measurement (Nozzle exit gas velocity = 150m/s)

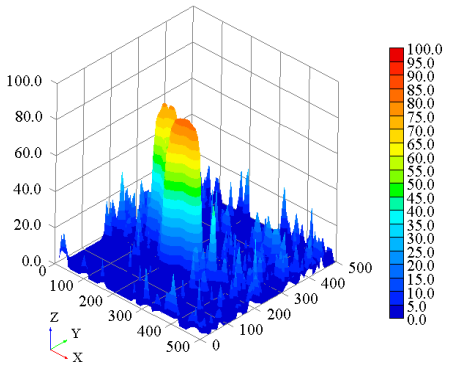



Fig. 3 Void fraction distribution (Instantaneous values)

**謝辞**

本試験は平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業の一部として行ったものである．

**参考文献**

[1] Hashimoto, K. et al. Proc. of the Int. Topical Meeting on Safety of Thermal Reactors, (1991), pp. 740-745.
[2] Owczarski et al., NUREG/CR-5765(1991), pp57-65.

* Kazuki Yamamoto[1], Yuki Narushima[1], Akifumi Miyazaki[1],Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1]
[1]University of Tsukuba

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:35 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [3L01-04] Verification and Validation of Analysis Code

Chair: Kenji Yokoyama (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [3L01] Generation of an MVP library with a Nuclear Data Processing System FRENDY

*Yasunobu Nagaya[1], Kenichi Tada[1] (1.JAEA)

---

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [3L02] Development of Mitsubishi Heterogeneous Transient Code GALAXY-K

Yohei Kamiyama[1], *Hiroki Koike[1], Kazuya Yamaji[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1] (1.MHI)

---

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [3L03] Verification and validation of the TRACE/PARCS code

(1)Analysis of the Benchmark problem by PARCS code

*Daiki Iwahashi[1], Tomohiro Sakai[1] (1.Nuclear Regulation Authority)

---

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [3L04] Verification and validation of the TRACE/PARCS code

(2)Analysis of the SPERT-III Experiments by TRACE/PARCS code (Hot startup condition)

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1], Daiki Iwahashi[1] (1.Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

---

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

# 核データ処理システム FRENDY を用いた MVP ライブラリの作成

Generation of an MVP library with a Nuclear Data Processing System FRENDY

*長家 康展[1]，多田 健一[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

核データ処理システム FRENDY を用いて連続エネルギーモンテカルロコード MVP 用の断面積データを作成し、積分ベンチマーク計算を実施した。その結果、従来の MVP ライブラリを用いた計算とほぼ同等の結果を与えることを確認した。

**キーワード：FRENDY、核データ処理、MVP、積分ベンチマーク**

## 1. 緒言

原子力機構では、核データの供給から炉心計算までを全て国産コードで取り扱うシステムを整備することを目的として、新規の核データ処理システム FRENDY(FRom Evaluated Nuclear Data librarY to any application) を開発中である[1]。今回、FRENDY のモジュール[2]を用いて評価済み核データ JENDL-4.0[3]を処理して MVP ライブラリを作成し、積分ベンチマーク計算を実施した。MVP ライブラリ作成コードシステム LICEM[4]で作成された従来の MVP ライブラリを用いた計算結果と比較し、計算精度を確認した。

## 2. 核データ処理と積分ベンチマーク計算

MVP ライブラリ作成は、次の 5 つのステップに分けられる。(1) ポイントワイズ断面積の作成, (2) 核発熱定数（カーマ係数）の計算, (3) 確率テーブルの作成, (4) 熱中性子散乱データの処理, (5) MVP ライブラリへの編集。従来の LICEM コードシステムではポイントワイズ断面積の作成に PREPRO システム[5]を使用していたが、今回 FRENDY モジュールを用いてポイントワイズ断面積を作成した。線形化に対する許容誤差は、LICEM と同様に 0.1%とした。今回、ベンチマーク計算では不要な核発熱定数の計算はスキップし、確率テーブルの作成、熱中性子散乱データの処理、MVP ライブラリへの編集は LICEM の処理コードを用いた。高速炉 U 体系(Godiva)、高速炉 Pu 体系(Jezebel)、熱炉 $UO_2$ 体系(TCA $UO_2$)、熱炉 MOX 体系(TCA MOX)、熱炉溶液体系(STACY)に対する積分ベンチマーク計算結果を表に示す。この表から、どの体系においても 0.05%以下の精度で従来ライブラリの結果と一致することが分かる。

## 3. 結論

FRENDY モジュールを用いて MVP ライブラリを作成し、従来ライブラリとほぼ同等の結果が得られることを確認した。今後は、非分離共鳴データや熱中性子散乱データ処理も FRENDY で実施する予定である。

表：積分ベンチマーク計算結果の比較

| 炉心名 | ICSBEP ID | 実効増倍率 (FRENDY) | 実効増倍率 (LICEM) | FRENDY /LICEM |
|---|---|---|---|---|
| Godiva | HMF1-1 | 0.99807(14)* | 0.99774(13) | 0.99967 |
| Jezebel | PMF1-1 | 0.99856(14) | 0.99845(13) | 0.99989 |
| TCA($UO_2$) | LCT6-1 | 0.99974(18) | 0.99974(17) | 0.99999 |
| TCA(MOX) | MCT4-1 | 0.99732(17) | 0.99762(17) | 1.00031 |
| STACY | LST4-1 | 0.99799(16) | 0.99787(16) | 0.99988 |

*括弧内の数値は 1 標準偏差を表し、0.99807±0.00014 と読む。

**参考文献**

[1] 多田、原子力学会 2016 春の年会 TN0904, [2] 多田、長家、原子力学会 2014 春の年会 O22, [3] K. Shibata et al., J. Nucl. Sci. Technol., **48**, 1 (2011), [4] 森、他、JAERI-Data/Code 2004-011 (2004), [5] D.E. Cullen, IAEA-NDS-39 (2007).

*Yasunobu Nagaya[1] and Kenichi Tada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 三菱非均質過渡計算コード GALAXY-K の開発

Development of Mitsubishi Heterogeneous Transient Code GALAXY-K

上山　洋平[1]，*小池　啓基[1]，山路　和也[1]，桐村　一生[1]，小坂　進矢[1]

[1]三菱重工

核的過渡計算の参照解コード開発を目的として、三菱新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S の格子計算コード GALAXY に動特性計算機能を導入し、非均質過渡計算コード GALAXY-K を開発した。ベンチマーク問題等を用いた検証により、2 次元非均質体系の過渡解析を、幾何形状の近似なく参照解コードとして十分な精度で実施できることを確認した。

**キーワード**：GALAXY-K、過渡計算、格子計算コード、Characteristics 法、非均質

**1. 緒言**　核的過渡計算の参照解コード開発を目的として、非均質過渡計算コード GALAXY-K を開発した。GALAXY-K では、Characteristics 法に基づき 2 次元非均質形状を直接取り扱い、図 1 の計算フローに基づくペレット内燃料温度分布計算との結合により、ドップラーフィードバックを考慮した過渡計算を実施する。

**2. 計算手法**　GALAXY-K では、空間依存動特性方程式の時間変化項を $F^g$ とおき、時間積分法として周波数変換法+$\theta$ 法[1]を適用した式(1)(2)を解く。時間変化に係る成分を中性子源項に移項することで、式(1)は Characteristics 法に基づく静特性時の輸送方程式と同じ形で記述でき、非均質体系における時間依存の角度中性子束を算出することができる。式(2)の中性子源計算では、セグメント依存角度中性子束 $\psi^g(s)$ を領域平均角度中性子束 $\overline{\Psi}_i^g$ に近似し、かつ、これを球面調和関数に展開することで、前ステップに対する $\psi^g(s)$ の保持が不要となり、メモリ使用量の大幅な削減を実現している。

$$\frac{\partial \psi^g\left(\vec{\Omega},s,t_{n+1}\right)}{\partial s}+\Sigma_{t,i}^g\left(t_{n+1}\right)\psi^g\left(\vec{\Omega},s,t_{n+1}\right)=\tilde{Q}_i^g\left(\vec{\Omega},t_{n+1}\right)\quad(s\in i)\tag{1}$$

$$\tilde{Q}_i^g\left(\vec{\Omega},t_{n+1}\right)=\overline{Q}_i^g\left(\vec{\Omega},t_{n+1}\right)-\left(\frac{1}{\upsilon^g\theta\Delta t}+\frac{w_{n+1,i}^g}{\upsilon^g}\right)\overline{\Psi}_i^g\left(\vec{\Omega},t_{n+1}\right)+\left[\left(\frac{1}{\upsilon^g\theta\Delta t}-\frac{1-\theta}{\theta}\frac{w_{n+1,i}^g}{\upsilon^g}\right)\overline{\Psi}_i^g\left(\vec{\Omega},t_n\right)+\frac{1-\theta}{\theta}\overline{F}_i^g\left(\vec{\Omega},t_n\right)\right]\exp\left(w_{n+1,i}^g\Delta t\right)\tag{2}$$

**3. 解析結果**　Characteristics 法に基づく動特性計算手法の検証として TWIGL ベンチマーク[2]解析を実施し、他機関の時間依存輸送計算コードによる結果[3]との良好な一致を確認した。また、非均質体系における燃料温度計算との結合を含めた総合検証として、NSRR RIA 実験[4]解析を実施した。図 2 より、GALAXY-K による炉出力計算値は測定値と良好に一致し、ドップラーフィードバックによる出力低下を含む炉出力の時間挙動を適切に予測できることを確認した。

**4. 結論**　非均質過渡計算コード GALAXY-K を開発し、公開ベンチマーク及び実験解析を通じて、過渡解析における参照解コードとしての GALAXY-K の適用性を確認した。

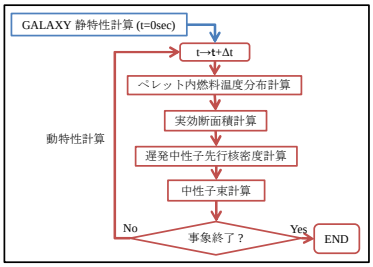



図 1　計算フロー

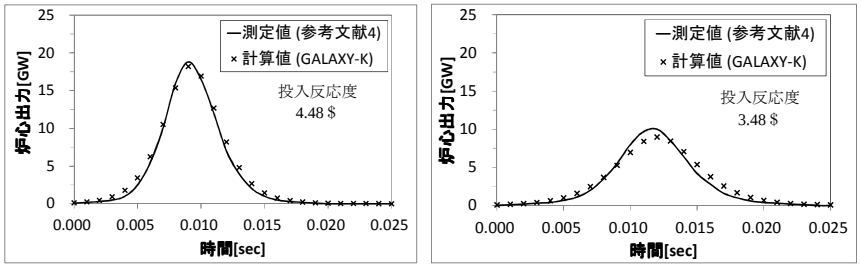



図 2　NSRR　RIA 実験解析結果 (左：ID 356-15、右：ID 356-16)

**参考文献**　[1] K. Yamaji, *et al.*, "DEVELOPMENT OF A NODAL KINETICS CODE SYSTEM GALAXYCOSMO-K FOR PWR TRANSIENT ANALYSES", ICONE20, Anaheim, California, (2012).、[2] B. Yasinsky, *et al.*, "TWIGL- A Program to Solve the Two-Dimensional, Two-Group, Space-Time Neutron. Diffusion Equations with Temperature Feedback," WAPD-TM-743 (1968).、[3] K. Tsujita, *et al.*, "Higher order Treatment on Temporal Derivative of Angular Flux for Time-dependent MOC," 2012 ANS Winter Meeting and Technology Expo, Nov. 11-15, San Diego, California (2012).、[4]「反応度事故条件下における PCMI 破損の駆動力および破損限界に及ぼす被覆管水素脆化の影響」(JAERI-Research-2005-022).

Yohei Kamiyama[1], *Hiroki Koike[1], Kazuya Yamaji[1], Kazuki Kirimura[1] and Shinya Kosaka[1]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

# 3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認; (1) PARCS を用いたベンチマーク問題の解析

Verification and validation of the TRACE/PARCS code;

(1) Analyses of the Benchmark problems by PARCS code

*岩橋 大希，酒井 友宏

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

PARCS の検証のために、国内外で安全解析コードの検証に幅広く用いられているベンチマーク問題の解析を実施した結果について報告する。

**キーワード：** TRACE/PARCS，IAEA 3D ベンチマーク，LMW ベンチマーク，NEA/CRP 3D ベンチマーク，多群拡散ノード法，過渡解析

**1. 序論** 原子炉解析のうち核熱結合が重要となる事象（反応度事故及び原子炉停止機能喪失事故）等の解析に当たっては、核特性計算に SKETCH コードを使用してきた。現在整備中の核熱結合解析コード TRACE/PARCS を構成する核特性解析コード PARCS[1]は、定常又は過渡状態における炉内の 3 次元出力分布を、SKETCH と同様の多群拡散ノード法に加えて、簡易輸送近似法で評価する機能を有しており、高燃焼度燃料、MOX 燃料等を含む核的非均質性の大きい炉心の解析をより高い精度で行うことが可能である。これを踏まえて TRACE/PARCS コードを今後の安全解析に導入するに当たり、同コードの検証及び妥当性確認、実機解析への適用に係る課題の抽出等に取り組んでいる。

本稿では、国内外で動特性コードの検証に幅広く用いられているベンチマーク問題を用いた、PARCS コードの検証について報告する。

**2. 解析対象** 解析対象である 3 つのベンチマークの概要は次のとおりである。IAEA 3D ベンチマーク問題[2]は、1 辺 20cm の燃料集合体 177 体に 9 本の全挿入制御棒と 4 本の部分挿入制御棒が配置された、PWR 炉心の零出力定常計算問題である。LMW ベンチマーク問題[3]は、1 辺 20cm の燃料集合体が 77 体装荷されている 1/4 炉心体系において、2 つの制御棒バンクを想定し、60 秒間にわたり 1 つのバンクの制御棒を引抜きつつ、他のバンクの制御棒を挿入していく場合の PWR 炉心の零出力過渡計算問題である。NEA/CRP 3D ベンチマーク問題[4]は、1 辺 21.606 cm の燃料集合体を 157 体装荷した PWR 炉心であり、高温零出力状態からの制御棒飛び出し事故を模擬した問題である。

表1 NEA/CRPベンチマーク問題の定常解析結果

| | PARCS | PANTHER |
|---|---|---|
| 臨界ボロン濃度[ppm] | 1128.6 | 1135.3 |
| ピーキング係数 | 2.188 | 2.187 |
| 制御棒価値[pcm] | 944 | 958 |

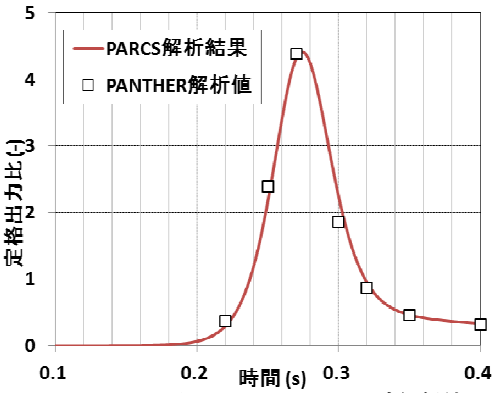



図1 NEA/CRP3Dベンチマーク問題の過渡解析結果

**3. 解析結果** IAEA 3D ベンチマーク問題では、実効増倍率及び径方向出力ピーキング係数を参照解(VENTURE コード)と比較した結果、実効増倍率は 0.01%でありピーキング係数は部分挿入制御棒によって出力分布がひずんだ状態でも 2.9%に収まり良く一致した。LMW ベンチマーク問題では、制御棒引抜時の炉心平均出力について、温度変化による反応度フィードバック効果を含む参照解(2 群拡散計算コード CUBBOX)と比較した結果、20 秒付近のピーク値を 4%過小評価したものの、両者の一致は 60 秒間にわたって全体的に良好であった。NEA/CRP 3D ベンチマーク問題の定常解析及び過渡解析の結果をそれぞれ表 1 及び図 1 に示す。定常解析結果の参照解である PANTHER コードの結果(表 1)は空間メッシュ及び時間積分幅を詳細にして解いたものであるが、ピーキング係数はほぼ一致し、制御棒価値の差異は 14pcm であることから、両者の解析結果は良く一致していると言える。また、過渡解析結果(図 1)でも、出力ピーク時刻及びピーク定格出力比を含め全体が良く一致した。

**4. 結論** PARCS コードの検証のために、ベンチマーク問題解析を行い、解析結果が参照解と良く一致することを確認した。上記に加えて、ノード展開オプションやタイムステップを変更した場合の感度解析も行い、過渡解析時の出力変動等の特性を把握し、解析を行う際に必要な条件等の知見を得た。今後簡易輸送近似法を用いた検証を行っていく予定である。

**参考文献**

[1] T.J.Downar, D.A.Barder, R.M.Miller, C.Lee, T.Kozlowski, D.Lee, Y.Xu, J.Gan, H.G.Joo, J.Jin, Y.Cho, K.Lee and A.P.Ulses, "PARCS: Purdue Advanced Reactor Core Simulator," *Proc. PHYSOR2002*, Oct. 7-10, 2002, Seoul, Korea (2002).
[2] *ARGONNE CODE CENTER: BENCHMARK PROBLEM BOOK*, ANL-7416 Supplement 2, Identification:11, Revised June 1977.
[3] S. Langenbuch, W. Maurer and W. Werner, "Coarse-Mesh Flux-Expansion Method for the Analysis of Space-Time Effects in Large Water Reactor Cores," *Nucl. Sci. Eng.*, 63, pp.437-456 (1977).
[4] H. Finnemann and A. Galati, *NEACRP 3D LWR Core Transient Benchmark Final Specifications*, NEACRP-L-335 (Revision 1), October 1991 (January 1992).

* Daiki Iwahashi, and Tomohiro Sakai
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

# 3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認;
# (2)TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析（高温零出力条件）

Verification and validation of the TRACE/PARCS code;

(2) Analysis of the SPERT-III Experiments by TRACE/PARCS code (Hot startup condition)

*藤田 達也，酒井 友宏，岩橋 大希

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

TRACE/PARCS コードの妥当性確認のため、SPERT-III 実験のうち、高温零出力条件における実験ケースを解析した結果について報告する。

**キーワード：**反応度投入事故，TRACE/PARCS，CASMO5，JENDL-4.0，SPERT-III 実験，高温零出力

**1. 序論**　前稿に引き続き、3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の導入・整備を背景に、TRACE/PARCS コードの妥当性確認のため、SPERT-III 実験の高温零出力条件における実験ケース（以下「高温零出力ケース」という。）を解析した。本稿では、その結果を報告する。

**2. 解析条件**　SPERT-III 実験は、1960 年代に米国において実施された反応度投入実験であり、図 1 に示すとおり、燃料集合体 60 体（うち 8 体は中性子吸収部を含む。）及びトランジェント棒から構成され、トランジェント棒を引き抜くことで反応度を投入し、炉心出力等を測定したものである。このうち、炉心入口温度を約 260℉（約 127℃）又は約 500℉（約 260℃）とし、投入反応度及び冷却材流速を変化させた条件で実験した、高温零出力ケース（全 32 ケース）を解析対象とした。解析に必要な核反応断面積は、文献[1]等を参考にして CASMO5 コード（核データライブラリ：JENDL-4.0）を用いて作成した。

**3. 解析結果**　解析結果の一例として、Test 60（炉心入口温度 500℉（260℃）、投入反応度 1.23$、冷却材流速 14fps）における炉心出力について、実験結果と比較して図 2 に示す。図 2 に示すとおり、TRACE/PARCS コードによる解析結果について、炉心出力のピーク値及び時間変化の傾向は、実験結果とおおむね同等であった。なお、ピーク時刻の差異については、実験条件の不確かさによるものと推定している。

また、投入反応度が高い 10 ケースにおける炉心出力のピーク値について、解析結果と実験結果を比較して図 3 に示す。図 3 に示すとおり、投入反応度の高い高温零出力条件に対して、炉心出力のピーク値は、文献[2]に示された不確かさの範囲で実験結果とおおむね一致した。

**4. 結論**　TRACE/PARCS コードについて、SPERT-III 実験の高温零出力条件における炉心出力及びそのピーク値の解析結果は実験結果とおおむね一致し、妥当な解析結果を与えることを確認した。今後は、冷温零出力条件及び高温全出力条件における実験ケースについても妥当性確認を進める予定である。

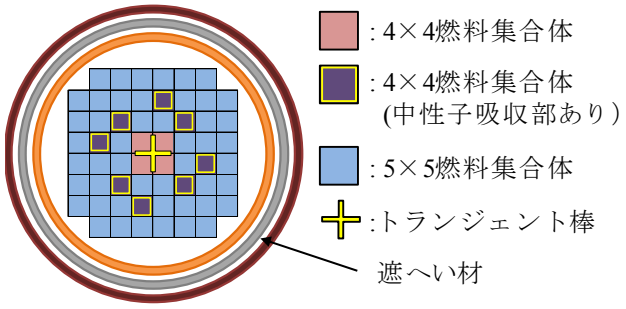



図1　SPERT-III実験の炉心概略図

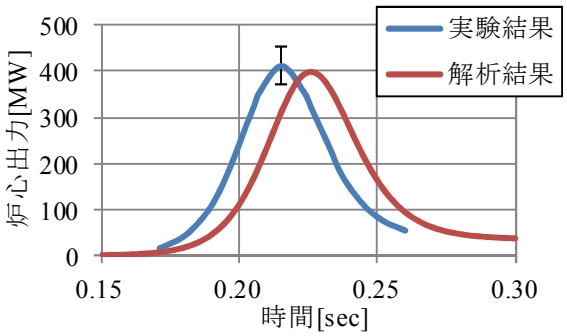



図2　Test 60の炉心出力の実験結果及び解析結果

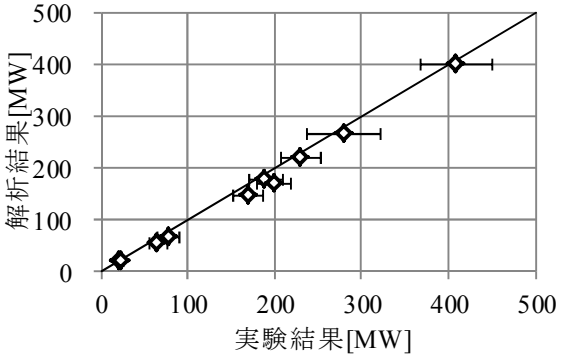



図3　炉心出力のピーク値の比較

※高温零出力ケース（32ケース）のうち、各炉心入口温度において投入反応度が高い5ケース（合計10ケース）をプロットした。

※エラーバーは、文献[2]中の不確かさを示す。

**参考文献**

[1] J. Dugone, *SPERT III Reactor Facility: E-core Revision*, U.S. Atomic Energy Commission, IDO-17036 (1965).

[2] R. K. McCardell, D. I. Herbon, J. E. Houghtaling, *Reactivity Accident Test Results and Analyses for The SPERT III E-core -- A Small Oxide-Fueled, Pressurized-Water Reactor*, U.S. Atomic Energy Commission, IDO-17281 (1969).

*Tatsuya Fujita, Tomohiro Sakai and Daiki Iwahashi

Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Fri. Sep 9, 2016 10:35 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [3L05-09] Development of Analysis Method

Chair: Hiroki Koike (MHI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

### [3L05] Development of three-dimensional heterogeneous transport code, GENESIS(2)

Anisotropic scattering treatment using the SPn approximation

*Akio Yamamoto[1], Akinori Giho, Tomohiro Endo[1] (1.Nagoya University)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

### [3L06] R&D of the Object-Integrated Code System for Fast Reactors

(14)Extension of Burnup and Decay Heat Calculation Capability of MARBLE

*Kenji Yokoyama[1], Tomoyuki Jin[1] (1.JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

### [3L07] An Investigation on Improvement of the Core Neutronics Design Calculation Method for Advanced Fast Reactors (5)

Investigation on the cross-section homogenization method in power distribution evaluation

*Kazuteru Sugino[1], Maruyama Shuhei[1], Ohki Shigeo[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

### [3L08] Comparison of Fuel Loading Pattern Optimization Results using Exhaustive Search for Fresh Fuels and Local Search for Burned Fuels

*Satomi Ishiguro[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1.Nagoya University Graduate School of Engineering)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

### [3L09] Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (7)

Application for transport calculation of XY geometry with IC method

*Tetsuo Matsumura[1] (1.CRIEPI)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 3 次元非均質輸送計算コード GENESIS の開発(2)
# SPn 近似を用いた非等方散乱の取り扱い

Development of Three-dimensional Heterogeneous Transport Code GENESIS (2)
Anisotropic Scattering Treatment using the SPn Approximation

*山本 章夫[1]，儀宝 明徳，遠藤 知弘[1]
[1]名古屋大学

LEAF 法を用いた 3 次元輸送計算コード GENESIS に非等方散乱の取り扱い機能を実装した。通常の実球面調和関数を用いた方法に加え、Simplified Pn (SPn)近似を中性子源の角度分布に適用することを試みた。SPn 近似を用いることで、保存しておくべき角度中性子束のモーメント数が大幅に減少する。

**キーワード**：3 次元輸送計算、GENESIS、LEAF 法、非等方散乱、SPn 近似

**1. 緒言**：ASMOC3D 法を発展させた LEAF 法に基づき、高精度な炉心解析コードの実現を目指して GENESIS を開発中である[1]。今回、非等方散乱の取り扱いに関し、実球面調和関数を用いる通常の方法に加え、SPn 近似を用いる方法を GENESIS コードに実装した。

**2. 計算手法**：非等方散乱を取り扱うためには、全方向に対する中性子源の角度分布を表現する必要があり、一般的には実球面調和関数が用いられる。L 次までの非等方散乱を考慮する場合、必要となる角度分布モーメント数は、$(L+1)^2$ であり、特に大規模・多群計算において高次の非等方散乱を考慮する場合には無視できない容量となり得る。一方、SPn 法では、必要とされるモーメント数は(L+1)である。しかし、SPn 法において、角度モーメントから明示的に角度分布を求める手法が確立されていなかったことから、非等方散乱の取り扱いに適用された例はないと考えられる。本研究では、Chao と山本により提案された手法により、角度モーメントから角度分布を計算することで、SPn 近似に基づく非等方散乱の取り扱いを可能とした。SPn 近似では、中性子流ベクトルの方向を主軸として、主軸となす極角のみで角度分布を表現する。方位角については対称と仮定する。なお、一次元体系では、実球面調和関数を用いる方法と一致する。

**3. 検証計算**：ピンセルおよび 20x20 燃料ピン配列からなる小型炉心(いずれも二次元)に対して、輸送補正断面積を用いた場合(Tr)、実球面調和関数を用いる厳密な手法を用いた場合(P0～P3)、SPn 法を用いた場合(SP2, SP3)の実効増倍率の比較を示す。今回の計算において、SPn 近似を用いた場合の精度は、P1 近似より良いが、P2 近似に比べると劣る結果となった。体系の「一次元性」がより高い場合には、SPn 法による近似の精度は向上すると期待できる。

表1　実効増倍率の比較

| 手法 | ピンセル | | 小型炉心 | |
|---|---|---|---|---|
| | UO2 | MOX | UO2 | MOX |
| | 4.1wt% | 12wt% Pu-t | 4.1wt% | 12wt% Pu-t |
| Tr | 1.37576 | 1.19308 | 0.90435 | 0.85265 |
| | 0.05% | 0.22% | -0.19% | -0.39% |
| P0 | 1.37531 | 1.19179 | 1.01768 | 0.93840 |
| | 0.02% | 0.11% | 12.32% | 9.63% |
| P1 | 1.37461 | 1.18932 | 0.90222 | 0.85200 |
| | -0.03% | -0.09% | -0.43% | -0.46% |
| P2 | 1.37513 | 1.19062 | 0.90639 | 0.85636 |
| | 0.01% | 0.01% | 0.03% | 0.04% |
| P3 | 1.37501 | 1.19045 | 0.90607 | 0.85598 |
| | ref. | ref. | ref. | ref. |
| SP2 | 1.37476 | 1.18973 | 0.904968 | 0.85479 |
| | -0.02% | -0.06% | -0.12% | -0.14% |
| SP3 | 1.37476 | 1.18972 | 0.90486 | 0.85465 |
| | -0.02% | -0.06% | -0.13% | -0.16% |

**参考文献**

[1] A. YAMAMOTO, A. GIHO, Y. KATO, T. ENDO, Proc. PHYSOR2016, May.1-5, 2016, Sun Valley, ID (2016).

*Akio YAMAMOTO[1], Akinori GIHO, Tomohiro ENDO[1]
[1]Nagoya Univ.

# 高速炉用オブジェクト統合型解析システムの研究開発
# （14）MARBLE の燃焼・崩壊熱計算機能の拡張

R&D of the Object-Integrated Code System for Fast Reactors

(14) Extension of Burnup and Decay Heat Calculation Capability of MARBLE

*横山 賢治，神 智之

原子力機構

汎用炉心解析システム MARBLE の燃焼計算ソルバーにチェビシェフ有理関数近似法を導入し、最新の核データライブラリを利用した総和計算法による崩壊熱の計算が可能であることを確認した。

**キーワード :** 崩壊熱計算、総和計算法、燃焼方程式、行列指数法、チェビシェフ有理関数近似法、MARBLE

## 1. 緒言

原子炉の安全設計において崩壊熱を正確に評価することは重要である。我が国の評価済核データライブラリにおいても崩壊熱計算に必要なデータの改訂が行われており、現在最新の崩壊データ及び核分裂収率データ（以下、崩壊熱関連データ）はそれぞれ JENDL/DDF-2015[1]、JENDL/FPY-2011[1, 2]として公開されている。一方で、汎用炉心解析システム MARBLE の燃焼計算ソルバーにはこれらの最新のライブラリを最大限に活用した詳細な燃焼・崩壊チェーンを用いた燃焼方程式を解くことが可能な数値解法が整備されていなかった。このため、詳細な燃焼・崩壊チェーンに対応可能なチェビシェフ有理関数近似法（CRAM）に基づく数値解法[3]を導入し、最新の核データライブラリを用いた崩壊熱計算機能の整備を行った。

## 2. 手法・実装

燃焼方程式の数値解法として CRAM を用いる方法については文献[3]を、MARBLE における CRAM の実装については文献[4]を参照できる。最新の崩壊熱関連データは ENDF-6 形式のファイルで提供されているので、ENDF-6 形式のデータ読み取り機能（低レベルカプセル化層）を拡張し、燃焼計算ソルバー用の燃焼・崩壊チェーンを自動的に生成する機能を追加した。これにより最新の核データライブラリで提供されている崩壊熱関連データを利用した崩壊熱計算が可能となった。

## 3. 検証

検証計算として高速中性子源炉「弥生（YAYOI）」で測定された崩壊熱の実験値[5]と MARBLE による計算値の比較を行った結果を図 1 に示す。瞬時照射の崩壊熱は冷却時間の逆数にほぼ比例するので、瞬時崩壊熱 f(t)と冷却時間 t の積を示した。この図から計算値と実験値はよく一致していることが確認できる。

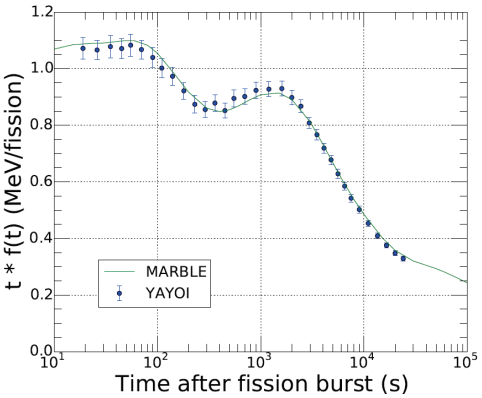



図 1　Pu-239 瞬時照射の崩壊熱の計算値（MARBLE）と実験値（YAYOI）の比較

## 4. 結論

汎用炉心解析システム MARBLE の燃焼計算ソルバーを用いた崩壊熱計算が可能であることを確認した。今後、MARBLE の次期バージョンで利用できるように整備する予定である。

### 参考文献

[1] J. Katakura et al., JAEA-Data/Code 2011-025 (2012) [2] J. Katakura et al., EPJ Web of Conferences 111, 08004 (2016), [3] M. Pusa et al., Nucl. Sci. Eng., 164, 140-150 (2010) [4] 横山賢治 他, JAEA-Data/Code 2015-009 (2015) [5] 秋山雅胤 他, PNC-TJ260 83-05 (1983)

*Kenji Yokoyama, Tomoyuki Jin

Japan Atomic Energy Agency.

# 次世代高速炉の核設計における解析手法の詳細化の検討(5)
# 出力分布評価における断面積均質化に関する検討

Investigation on Improvement of the Core Neutronics Design Calculation Method for Advanced Fast Reactors (5) Investigation on the cross-section homogenization method in power distribution evaluation

*杉野 和輝[1]，丸山 修平[1]，大木 繁夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高速炉の核設計手法の検証・妥当性確認及び不確かさ評価の一環として行った 750MWe 級のナトリウム冷却高速炉の径方向出力分布評価には改善の余地が見られ、その主要因が従来の断面積均質化手法にあることが明らかとなった。そこで、断面積の均質化に関する手法の改良について検討を行うことにより、径方向出力分布評価の改善を図った。

**キーワード**：出力分布，断面積均質化，高速炉，核設計

## 1. 緒言

高速炉の核設計手法の検証・妥当性確認及び不確かさ評価の一環として行った電気出力 750MWe のナトリウム冷却高速炉の出力分布評価において、参照解である連続エネルギーモンテカルロ法（CMC）の結果に対し、径方向依存の系統誤差が見られており、その主要因が断面積の均質化にあることを明らかにした[1, 2]。本件では、断面積の均質化に関する手法の改良について検討を行い、出力分布評価の改善に資する。

## 2. 非均質モデルの検討

断面積均質化のメカニズム解明のため、多群モンテカルロ法（GMC）により非均質構造を陽に取り扱った体系の炉心計算により得られた結果を参照解として、同じ GMC を用いて部分的に均質化を行ったモデルを適用することにより、断面積均質化に係る誤差の主要因の検討を行った。**Fig. 1** に示すように従来の単純に断面積均質化を行った場合（Conventional）には、誤差の径方向依存性が見られたが、燃料バンドル部（燃料ピンと周辺冷却材を均質化）と集合体間ギャップ部（ラッパ管と集合体間冷却材を均質化）から構成される 2 領域の簡略化非均質モデル（2-zone GMC）を適用した場合には、均質化を伴わない場合と同様の結果が得られることが分かった。このことは、燃料物質を含む燃料バンドル部と含まない集合体間ギャップ部の断面積を区別することにより、特に中性子束分布の勾配の大きい炉心周辺部において核分裂断面積の均質化誤差を抑制することが重要であることを示唆している。

## 3. 設計手法の検討

2.の検討結果より、炉心計算で得られた中性子束分布を断面積の均質化に反映することが改善方策として推察される。そこで、炉心計算で得られた代表的な中性子束分布を集合体内で 1 次元の関数によりフィッティングし、1 次元多重リング格子計算により得られた分布に重畳させて断面積を均質化する方法（Core flux reflection）を試みた。また、等価な方法として、燃料バンドル部と集合体間ギャップ部の 2 領域の断面積を 2 領域の簡略化非均質モデル GMC 計算により得られた代表的な 2 領域中性子束分布を用いて断面積を再度均質化する方法（Re-homogenization）も試みた。検討結果を **Fig. 1** に示す。両手法に共通して同等の誤差が残っているものの、炉心計算の情報を反映させた均質化断面積の適用により、出力分布評価の一定の改善が図られることが分かった。

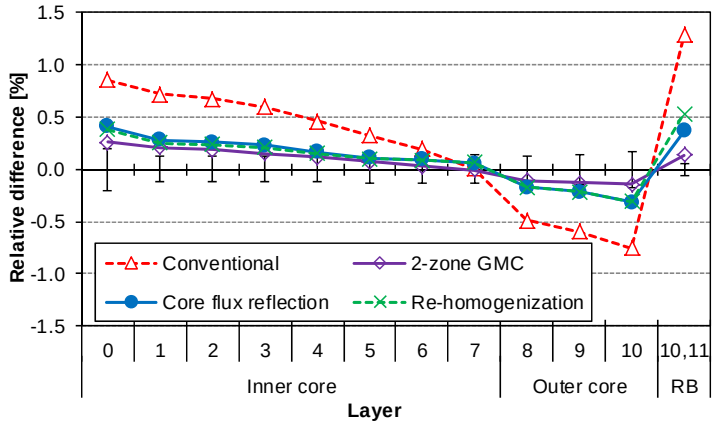



**Fig. 1** Comparison in radial power distribution by simplified GMC model and improved method relative to heterogeneous GMC calculation

## 4. 結言

次世代高速炉に対する出力分布の誤差の主要因が燃料バンドル部と集合体間ギャップ部の断面積の単純な均質化にあることを示した。また、決定論的手法に基づく核設計手法において、炉心計算で得られた中性子束分布を格子計算に反映することにより、出力分布評価の一定の改善が図られた。

**参考文献**

[1] 丸山，他，日本原子力学会「2015 年秋の大会」A30，[2] 杉野，他，日本原子力学会「2016 年春の年会」1O21

*Kazuteru Sugino[1], Shuhei Maruyama[1] and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 新燃料全数探索及び燃焼燃料局所探索を組み合わせた燃料装荷パターン最適化の性能比較

Comparison of Fuel Loading Pattern Optimization Results using Exhaustive Search for Fresh Fuels and Local Search for Burned Fuels

*石黒 諭美[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

新燃料配置については全数探索を実施し、燃焼燃料に対しては直接探索を用いた多点局所探索または総当り 2 体交換を実施する手法を PWR 炉心燃料配置の最適化に適用し、その最適化結果を比較した。

**キーワード**：最適化、燃料装荷パターン、全数探索、総当り 2 体交換

## 1. 緒言

燃料装荷パターンの探索は通常、エンジニアの広範囲にわたる試行錯誤にて行われることが多い。燃料装荷パターン最適化は、組み合わせ最適化問題の範疇に所属する問題である [1)]。しかしながら燃料集合体の組み合わせ総数が膨大であり探索空間が広いことから、全数探索は非現実的である。したがって、これまでには焼きなまし法を初めとする確率的探索法など、さまざまな手法が試みられてきた。しかしながらこれらのいずれの方法も、解空間を網羅的にカバーすることは難しいという問題が残っていた。そこで、本研究では分割統治法に基づき、全数探索の網羅性をできるだけ活かした最適化手法を提案する。本発表では燃焼計算を含んだ PWR 炉心に対して最適化手法を 2 種類提案し、提案手法を実施した結果を比較し報告する。

## 2. 計算手法

**提案手法 2 種に共通して以下の手順①、②を行う。**

① Gd 新燃料配置について全てのパターンに通し番号（No.1～No.N）をつける。ここで、N は Gd 新燃料配置の全組み合わせ数である。ここで通常新燃料は炉心外周部に固定するものとする。
② Gd 配置 No.i を Gd 新燃料配置としてセットする。その後、燃焼燃料をランダムに配置し、局所探索のための初期配置とする。

Gd 新燃料全数探索+直接探索を用いた多点局所探索は①②に加え、以下の③～⑥にて最適化を進める。
③ ②で得た初期配置からランダムに燃焼燃料を 2 体交換する。
④ ③で得た配置の炉心特性を評価する。③で得た配置が優れていたら③で得た配置を採用する。③で得た配置が以前の配置より悪化していたら③で燃焼燃料を交換する前の配置に戻す。③④をくり返し、反復回数の上限に至るまで局所反復探索を行う。
⑤ ②～④を複数の初期配置から実施し、最も良かった解を Gd 配置 i の最適化結果とする。
⑥ Gd 配置 i=1～N までに対し、②～④の手順を繰り返す。

Gd 新燃料全数探索+燃焼燃料総当り 2 体交換は①②に加え、以下の③～⑥にて最適化を進める。
③ ②で得た初期配置について考えうる燃焼燃料同士の 2 体交換を行い各々の炉心特性を評価する。
④ ③にて最もよい炉心特性を示した交換を実行する。
⑤ ④で得た配置を基に③④を繰り返し、改善される 2 体交換がなくなるまで繰り返す。改善される 2 体交換がなくなった時点の配置を Gd 配置 i の最適化結果とする。
⑥ Gd 配置 i=1～N までに対し、②～⑤の手順を繰り返す。

## 3. 検証計算

3 ループ PWR 炉心を対象に提案手法 2 種を実施し、結果を比較した。2 群拡散計算を用いて燃焼計算を実施し炉心特性を評価した。目的関数は燃焼を通じた出力ピーキング係数の最大値とし目的関数が小さくなる燃料配置を探索した。

## 4. 計算結果

Gd 新燃料配置ごとに実施した局所探索の結果得られた炉心の出力ピーキング係数のヒストグラム(全数 1815)を図 1 に示す。図 1 より、両手法において出力ピーキング係数が小さくなる Gd 配置は全 Gd 配置の中の少数であることが分かる。また、Gd 配置ごとに探索空間を分割した場合には総当り 2 体交換のほうがよりよい配置を探索できた Gd 配置の数が多いことが分かる。

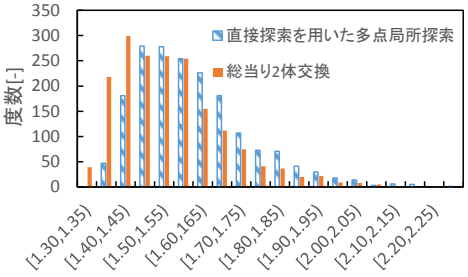



図 1 Gd 新燃料配置ごとの出力ピーキング係数

**参考文献**

[1] K. ISHITANI, M. ADACHI, J. UENO, A. YAMAMOTO, ”Development of Multi-Stage Stochastic PWR Loading Pattern Search Code SAMPLS,” Advances in Nuclear Fuel Management IV (ANFM 2009) Hilton Head Island, South Carolina, USA, April 12-15, 2009, (2009) [CD-ROM]

[2] Y. A. CHAO, et al., “Loading Pattern Search by Branching and Bounding Batch Patterns Enumerated Under Constraints,” *Proc. PHYSOR2002*, Seoul, Korea, October 7-10, 2002 (2002) (CD-ROM).

*Satomi Ishiguro[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

# Mesh to Mesh 計算に基づく衝突確率法の開発(7)
# IC 法と組み合わせた XY 体系の輸送計算への適用

Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (7)

Application for transport calculation of XY geometry with IC method

*松村 哲夫

電力中央研究所

個別の領域(Mesh)から領域への衝突確率を独立して計算する衝突確率法において、数値計算では時間の掛かる衝突確率を簡易に計算する手法を開発している。長方形セルの漏洩確率のテーブルから均質の XY 体系の衝突確率を簡易に計算し、境界要素法（IC 法）と組み合わせる事で、汎用的な XY 体系の輸送計算手法を開発し、XY 体系の輸送計算が短時間で実施できる事を示した。

**キーワード：** 輸送計算，衝突確率，漏洩確率

**1. 緒言** 長方形セルの辺の長さ（Y）と断面積（Σ）の積(ΣY)と短長辺の比(Y/X) をパラメータとした長方形セルの漏洩確率テーブルから均質 XY 体系の衝突確率を容易に計算する手法を開発し、均質 XY 体系の衝突確率法による輸送計算が可能な事を示した[1,2]。これと境界要素法（Interface Current(IC)法）を図 1 の様に組み合わせる事で、汎用の XY 体系の輸送計算手法の構築を試行した。

**2. IC 法境界でのカレント角度分布** IC 法では、境界でのカレントを Double $P_n$ 法で近似する事が考えられる。1 次元問題の検討で、中性子束分布の実用的な評価には、$DP_2$ 程度までの展開が必要である事が示された。このため XY 体系での漏洩中性子の境界カレントの角度分布を検討し、Z 方向角度分布は一般的に使われる $\cos\theta$ 分布の他 $\cos\theta^2$ 分布も考慮が必要な事が判った（図２）。

**3. 透過確率の計算** XY 体系の透過確率(T)は(1)式で表現されるが、Z 方向の $\cos\theta^2$ 分布は n=3 に相当する。Y 方向の $\cos\alpha$ 分布の次数は m に対応する。

$$T(m,n)=\frac{1}{2\pi Y}\int_0^Y dy_1\int_{\alpha 1}^{\alpha 2}d\alpha\int_0^{\frac{\pi}{2}}d\theta\cos\alpha^m\cos\theta^n e^{-\Sigma l}, \quad (1)$$

ビックレー関数 $K_{in}$ を用い、積分に半解析手法を適用することで種々の角度分布線源からの透過確率も比較的短時間で計算出来ることが分かった。

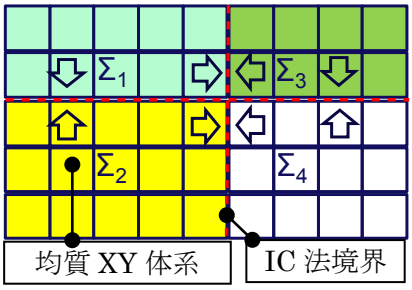



図 1 均質 XY 体系と IC 法の組み合わせ

**4. 輸送計算の試行** 長方形セルの漏洩・透過確率テーブルを作成し、IC 法と組み合わせた簡易な XY 体系の輸送計算を試行し、輸送計算が短時間で実施出来ることを確認した。

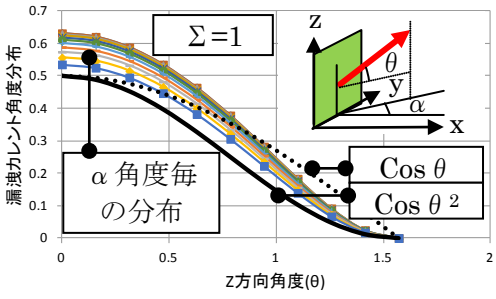



図 2 漏洩カレントの Z 方向角度（θ）に対する分布

**参考文献**

[1] 松村哲夫, 日本原子力学会 2015 年春の年会, 1-O-09

[2] T. MATSUMURA, Semi-Analytical Approximation and Look-up Table of Neutron Escape Probability from Rectangular Cell for Collision Probability Method, N.S.E. (to be published)

* Tetsuo MATSUMURA

Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 3

Fri. Sep 9, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [PL3L] Regulatory Activities based upon the Report of the Integrated Regulatory Review Service (IRRS) Mission to Japan

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

[PL3L01] Outline of the Report of the IRRS Mission to Japan and the Activities of NRA

*Shuich Kaneko[1] (1.NRA)

---

[PL3L02] Toward the New Inspection Rule for Nuclear Power Plants

*Tadahiro Katsuta[1] (1.Meiji Univ.)

---

[PL3L03] General Discussion

標準委員会セッション3（原子力安全部会共催）
「IAEA IRRS（日本への総合規制評価サービス）ミッション報告を受けた対応について」

# （1） IRRS ミッション報告書の概要と原子力規制庁の対応について －原子力規制に係る検査制度の見直しについて－

(1) Discussion on Reform of Inspections in the Nuclear Regulation

金子 修一[1]

[1]原子力規制委員会原子力規制庁長官官房制度改正審議室

## 1. はじめに

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故から5年半が経過し、再稼働した原子力発電所もある中、国際的な視点からの指摘も踏まえ、原子力規制委員会では、運用面における安全性を向上することを主眼として、原子炉等規制法による検査制度の見直しなどに取り組んでいる。本稿では、この取組みの背景や現在の状況等の概略を紹介する。

## 2. これまでの原子力規制委員会の取り組み

平成24 年9 月の組織創設以降、原子力規制委員会においては、改正された原子炉等規制法に基づき、(1) 重大事故（シビアアクシデント）対策、(2) 既に許可を得た原子力施設にも最新の技術的知見を取り入れた基準への適合を義務付け（いわゆるバックフィット制度）、(3) 運転期間延長認可制度などを内容とする新規制基準の下での安全審査を進めてきた。また、東京電力福島第一原子力発電所の事故収束や廃止に向けた各種取組みの監督・指導、避難指示区域をはじめとした周辺地域の放射線モニタリングなどの事故後対応にも注力してきた。

一方で、原子力発電所等の施設の運用に関しては、検査制度を中心に、事故後の法改正による制度見直しは行われておらず、これまでに指摘等がなされている事項に対して、十分に対応できている状況にはなかった。

## 3.IAEA の総合規制評価サービス報告書における指摘

IAEA は、各国の原子力規制の枠組みに対するピア・レビューを行う総合規制評価サービス(Integrated Regulatory Review Service: IRRS)を実施しており、我が国は2016 年1 月にIRRS ミッションを受け入れた。その結果をとりまとめた報告書では、日本の原子力規制の枠組みに関して、IAEA 安全基準に継続的に整合するために改善が求められる事項として13 の勧告及び13 の提言がなされており、特に、検査制度やその運用を行う組織に対して次のような指摘がある。

### 3-1. 検査

現行の検査制度は、検査内容と頻度が法令で詳細に規定されており、検査が予め決められたことを確認するチェックリスト方式となっていることから、法令を改正し、更なる実効性を確保すべきとされている。また、検査官が安全上の問題を認識した場合に是正措置を迅速に決定できる権限を与えるとともに、検査官が発電所内のあらゆる場所にいつでも自由にアクセスできる権限を法定すべきであるとの指摘がある。さらに、検査やこれに関連する評価、意思決定に関わる能力を向上させるため、検査官の訓練及び再訓練の改善を検討すべきともされている。

*Shuichi Kaneko[1]

[1]Regulatory Reform Office, Nuclear Regulation Authority, Japan

**3-2. 組織体制**

IRRSレビューチームは、原子力規制庁の各部局がそれぞれに孤立した形で作業しているように見受け、任務の間にいくつかの類似性があるにもかかわらず、縦割り的な業務遂行により効率的で効果的な業務遂行が保証されていないとも指摘している。例えば、原子力規制部では、BWRとPWRで検査・審査が別々の課及びプロセスでなされている。許認可の審査及び評価、検査やその結果を踏まえた行政措置の適用などについて、横断的なプロセスを確立しないままであると、規制判断の不一致を生じさせるおそれがあると指摘された。

**4. 検査制度の見直しの基本的考え方**

IRRS からの指摘を踏まえ、また、先の重大事故の教訓から学べば、安全神話に陥ることなく継続的改善の努力が促され、安全確保の活動の全てを視野に入れた包括的で体系的な監視が行われるように、検査制度の見直しを行うことが必要と考えられる。その際、原子力事業者自らが、より高い安全性を目指した活動をすることに重きを置けるよう、事業者の安全確保に対する一義的な責任を徹底しつつ、事業者の取組みや施設の状況を監視・評価した結果に応じて、単に義務履行違反のみを取り上げるのではなく、助言なども含む柔軟な行政上の措置を講ずる仕組みとすることで、実効的な安全水準の向上につながるものとすることが特に重要な基本的考え方である。

また、新たな仕組みを運用する際には、安全確保の水準を向上させることの実効性と合理性を高めるためにも、監視・評価に係るプロセスや判断の基準などが明確であり、透明性と予見可能性のある実務を構築することが鍵となる。安全性の評価を行う際にリスク情報を活用することや、安全確保の活動の成果として現に達成されている安全水準の実績に着目することは、この観点から、新たな仕組みの極めて重要な運用方針となるものである。

**5. 法律により構築すべき新たな枠組み**

このような考え方に基づいて現在の検査制度を見直し、以下の事項を中心として、法律により新たな枠組みを構築する。

(1) 規制機関が行う検査により直接に基準適合性を確認するのではなく、事業者が行う検査等で確認された内容を規制機関が監視する仕組みに変更

(2) 事業者の安全確保の活動の全てを対象として、時期や期間を限定せず、規制機関がその実施状況を監視・評価する仕組みを創設

(3) 使用前検査等の原子力施設の許認可に対応した段階的な安全規制について、運転段階前などの節目において規制機関が基準への適合性を確認するなどとして、新たな仕組みと整合する形で維持

(4) 事業者に課された義務に対応した行政上の措置を体系的に整備

**6. 新たな仕組みの運用に向けて明確にすべき事項**

今後、さらに新たな仕組みの具体的な運用の姿を明確にしていくため、以下の事項について、継続的な詳細の検討を行う。

(1) 新たに事業者が行うこととなる検査等に要求される事項

(2) 節目における規制機関による確認の時期や確認方法

(3) 手数料の設定

(4) 新たな監視・評価の対象範囲

(5) リスク情報の活用手法

(6) 事業者による安全確保の水準の実績の反映手法

(7) 新たな監視・評価の仕組みにおけるプロセスや評価・判断基準

(8) 新たな仕組みの体系・運用の継続的改善システム

(9) 新たな仕組みを実施する組織・体制

(10) 監視・評価を担う要員に対する研修実施など、人材育成、能力向上施策

(11) 事業者の自主的取組みに係る規制機関との情報共有

(12) 現場における監視の実施手法

**7. 新たな制度の運用に向けたスケジュール**

検査制度を見直し、新たな枠組みを構築するための法律改正については、平成 29 年の通常国会に原子炉等規制法等の改正法案を提出すべく準備を進める。改正法案が通常国会において成立した場合には、順次、以下のスケジュールを念頭に新たな制度の運用に向けた準備を進める。

また、新たな制度の運用の詳細を規定する規則や運用ガイド、マニュアル等の整備を進め、平成 31 年からの試運用が可能となるよう成果を得る。試運用の結果を踏まえて、これらの文書の修正等を継続する。並行して、リスク情報の活用のためのツール整備を行い、新たな制度の試運用から運用し、改善を進める。加えて、組織・体制の整備も含めた新たな制度の運用準備を進め、平成 32 年度に改正法に基づく新制度を施行する。

**8. 結び**

原子力規制委員会では、現在、検査制度の見直しに係る基本的な方向性をとりまとめている段階であるが、今後、法律改正案の作成や新たな制度の運用に係る詳細な検討を進めることで、さらに新たな制度を具体化・明確化していく。この際、被規制者をはじめとした関係者の意見などを聞く機会を設けることを含め、継続的な情報発信、情報共有を行うこととしている。

標準委員会セッション3（原子力安全部会共催）
「IAEA IRRS（日本への総合規制評価サービス）ミッション報告を受けた対応について」

# （2）原子力発電所の新たな検査制度にむけて —課題と展望—

(2) A New Inspection System of Japan's Safety Regulation - Challenges and Prospects -

勝田 忠広[1]

[1]明治大学法学部

**1. はじめに**

原子力規制委員会が導入を試みる新たな検査制度は有効なのか、その課題と展望について議論する。

東京電力福島第一原子力発電所の事故を契機として、2012年に原子力基本法及び原子炉等規制法が改正され原子力規制委員会が発足した。この委員会により原子力発電及び核燃料サイクル施設に対する新規制基準が施行され、現在、事業者との適合性審査が行われている。さらに2016年、委員会はIAEAによる日本への総合規制評価サービス(IRRS)を契機とした新たな検査制度の議論をスタートさせた。これにより日本の原子力安全規制は、また新たな段階に入ったといえる。

**2. 従来の課題と現状の課題**

すでに事業者の一義的責任の徹底や、規制者と事業者とのコミュニケーションの重要性等、多くの議論が行われている。しかし過去の規制の不備とその遠因、そして新たな検査制度はこれらの課題を確実にカバーできるのかという分析も必要である。過去、国内では数多くの隠蔽、虚偽、ねつ造、改ざんが行われてきており、その多くが内部告発によって発覚してきた歴史について、構造的な課題を整理することは重要である。またIRRSは規制者に対する検証であるが、国内の非規制者の課題等の検証・分析は行われていない。IRRSの内容に引きずられないように広い視野で議論を行う必要がある。

**3. 今後の課題**

新たな検査制度を遵守すれば原子力施設は安全となるのか？規制側が踏み込んでいない課題が新たな検査制度の実現性を脅かす可能性もある。例えば安全目標は、米国のようにリスク便益分析に基づく一人当たりのガン発生リスクにまで明確に換算されておらず緊張感が得られにくい。また規制者としての原子力安全についての明確なステートメント、また原子力に携わる技術者の倫理についての議論は行われていない。そして日本政府による原子力の長期見通しと現実の状況との乖離も存在する。これらは規制者と事業者のモラルを潜在的な部分で揺さぶり、いくら検査制度が新しくなっても、関係者の倫理的なハードルを下げてしまう要因ともなり得る。

また原子力を推進する理由の一つにその公的側面があげられるが、そうであればこそ、規制者と事業者による公共への説明責任は重要であるばかりでなく、それは国民による監視につながり、健全な安全性強化への圧力となり得る。しかしそのような視点はまだ議論されていない。

**4. おわりに：検査制度を超えて**

なぜこれまで検査制度を変えなかったのか、変えることが出来なかったのか、その検証を行わない限り、本質的な問題は変わらない。またなぜ、誰のために新たな検査制度が必要なのか、その根本的な課題に立ち返らない限り、新しい検査制度は有効性を持たないだろう。

*Tadahiro Katsuta

[1] School of Law, Meiji University

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 3

# [PL3L] Regulatory Activities based upon the Report of the Integrated Regulatory Review Service (IRRS) Mission to Japan

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Fri. Sep 9, 2016 1:00 PM - 2:30 PM  Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

## [PL3L03]General Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 4:05 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [3L10-14] Sub-criticality Evaluation and Monitoring 1

Chair: Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3L10] Effect of higher harmonics in subcriticality measurements by the area-ratio method

*Toshihiro Yamamoto[1], Hiroki Sakamoto[2] (1.Kyoto University, 2.Transnuclear Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3L11] Study on criticality evaluation of fuel debris during the removal process and its accuracy

*Yoshiteru Sato[1], Takaya Suzuki[1], Naoyiki Takaki[1], Hiroki Takezawa[1], PengHong Liem[2] (1.Tokyo City Universitiy, 2.NAIS, Co., Inc.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3L12] Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases(III)
(1)Point of view of this method

*Yoshitaka NAITO[1] (1.NAIS.Co.,Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3L13] Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases(III)
(2)Estimation of keff by measuring dose rate of Kr-88 to Xe-135

*Kouki HIRAI[1], Yoshitaka NAITO[1], Hong Peng LIEM[1] (1.NAIS.Co.,Inc.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3L14] Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases (III)
(3)Estimated reactivity by this method and its error evaluation

*Masaya SEKI[1], Yoshitaka NAITO[1], Shigekazu USUDA[1], Yoshihumi MITSUMOTO[1] (1.NAIS.Co.,Inc.)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

# 面積比法による未臨界度測定における高次モードの影響評価

Effect of higher harmonics in subcriticality measurements by the area-ratio method

*山本 俊弘[1]，坂本 浩紀[2]，
[1]京都大学原子炉実験所，[2]トランスニュークリア(株)

面積比法における高次モードの影響評価を行った。フィッティング区間の調整により即発成分から高次モードがある程度除去可能である。遅発成分では、高次モードの影響が即発成分よりも小さいことが分かった。このため、面積比法では、高次モードの影響の小さい未臨界度測定が期待できる。

**キーワード**：未臨界、面積比法、遅発中性子、高次モード

**1. 緒言**　面積比法では、即発成分の遅発成分に対する面積比 $A_p/A_d$ からドル単位での絶対的な未臨界度を測定するが、高次モードの影響により測定位置によって異なる値が得られる。即発、遅発の各成分における高次モードの影響評価を行うとともに、より真値に近い未臨界度を得る方法を検討する。

**2. 理論**　未臨界体系の位置 $\mathbf{r}_0$ にパルス状に中性子を打ち込んだ後、$\tau$だけ時間が経過すると位置 $\mathbf{r}$ での即発中性子の時間変化は $\Sigma_{n=1}^{\infty}\psi_n(\mathbf{r})\psi_n^*(\mathbf{r}_0)\exp(-\alpha_n\tau)$ と無数のモードの重ね合わせで表される。ここで $n$ は次数であり $\psi_n,\psi_n^*$ はそれぞれ $n$ 次の中性子束と随伴中性子束である。減衰定数 $\alpha_n$ は基本モードの $\alpha_1$ が一番小さく $\alpha_1<\alpha_2<\alpha_3<\cdots$ の関係があるので、ある程度時間が経過し高次モードが減衰した後 $\exp(-\alpha\tau)$ にフィッティングすれば基本モード成分の面積 $A_\mathrm{p}$ を得ることができる。一方で定常状態を形成する遅発成分ではこのような高次モードの除去はできない。遅発成分は、即発中性子だけとしたときの定常状態での計数 $C_p(\mathbf{r})$ と、即発と遅発の全中性子による計数 $C_t(\mathbf{r})$ とから $A_d=C_t(\mathbf{r})-C_p(\mathbf{r})$ となるが、各計数は $C_p(\mathbf{r})=\Sigma_{n=1}^{\infty}S_n^*D_n(\mathbf{r})/\alpha_n$、 $C_t(\mathbf{r})=\Sigma_{n=1}^{\infty}S_{n,t}^*D_{n,t}(\mathbf{r})/\alpha_{n,t}$ のように各モードの和で表される。ここで、添え字 $t$ は遅発と即発の全中性子によるものを示している。$S_n^*, D_n$ はそれぞれ実効的な中性子源強度と検出反応率を表している。ここで、$A_d=C_t(\mathbf{r})-C_p(\mathbf{r})$ における高次モードの影響が小さく、$A_d$ が基本モード成分の差 $S_{1,t}^*D_{1,t}(r)/\alpha_{1,t}-S_1^*D_1(r)/\alpha_1$ で近似できるとすると、遅発成分での高次モードの影響は本質的に小さく、即発成分からの高次モードの除去だけで精度のよい未臨界度測定が期待できる。

**3. 計算例**　エネルギー群 1 群、厚さ 55 cm の 1 次元無限平板形状の未臨界体系（$k_{\mathrm{eff}}$=0.965, $\rho$ ($) = −5.123）でモンテカルロ計算により面積比法のシミュレーションを行った。また、別途求めた基本モード、及び高次モードの中性子束、固有値 $\alpha_n$ とから、パルス発生後の時間変化と定常状態の計数率の再構成を行ったところ両者はよく一致する。図 1 は、平板の左端から 40 cm の位置（2 次モードのピーク位置付近）で 0.02 秒間隔でパルスを発生させたときの、パルス近傍での中性子束の時間変化を $C\cdot e^{-\alpha t}+B$ の式にフィッティングして $\alpha_1$ を求めたものであるが、フィッティング区間を調整すれば基本モードの $\alpha_1$ =940 $\mathrm{s}^{-1}$ に近い値が得られる。これによって得られた $\alpha_1$, $C$, $B$ とパルス間隔 $T$ を使えば、即発成分から高次モードを除去したドル単位の未臨界度は $C/(\alpha BT)$ で得られる。図 2 では、各位置での未補正の未臨界度（すなわち $C_p(\mathbf{r})/(C_t(\mathbf{r})-C_p(\mathbf{r}))$）と $C/(\alpha BT)$ で求めた未臨界度を比較するが、即発成分からの高次モードの除去により参照値(=(1−1/$k_{\mathrm{eff}}$)/$\beta_{\mathrm{eff}}$)に近い値が得られるものの、遅発成分 $A_d(=C_t(\mathbf{r})-C_p(\mathbf{r}))$ での高次モードの影響がまだ残っており、幾分の差が生じる。これがさらに臨界に近くなれば、遅発成分 $A_d$ における高次モードの影響は十分小さくなり、$C/(\alpha BT)$ は参照値により一致するようになる。

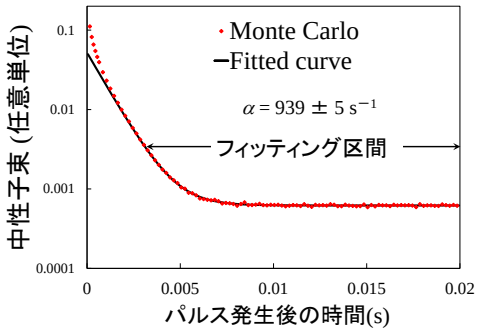



図 1 パルス発生後の中性子時間変化

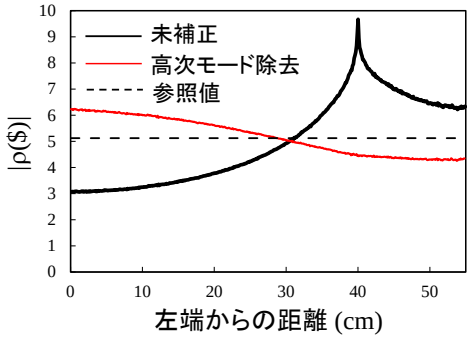



図 2　未臨界度の高次モード除去効果

*Toshihiro Yamamoto[1], Hiroki Sakamoto[2]
[1]Kyoto Univ. Research Reactor Institute, [2]TRANSNUCLEAR, LTD.

# 燃料デブリ取り出し時の臨界性評価とその精度に関する研究

Study on criticality evaluation of fuel debris during the removal process and its accuracy

*佐藤　嘉晃[1]，鈴木　貴也[1]，高木　直行[1]，竹澤　宏樹[1]，Peng Hong Liem[2]
[1]東京都市大学，[2]株式会社ナイス

燃料デブリ取り出し作業時においては、臨界性に大きな影響を与えると考えられる水/燃料体積比やデブリの形状、寸法が変わり得る。よって、燃料デブリ取り出し作業において考えうる様々な状況下での臨界性を確認する必要がある。一方で、多数の粒子状デブリの空間位置を確率的に定めた場合と、明示的に格子状に配置した場合では、モンテカルロコード MVP による臨界解析の結果に違いが生じることが分かっている。そこで、デブリ臨界解析の妥当性や解析精度の検討を行った。

**キーワード：臨界解析、燃料デブリ、STGM( Statistical Geometry Model )**

## 1. 緒言

多数の粒子状の燃料デブリの臨界性を評価する方法の一つに、汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP[1] の確率論的幾何形状モデル(Statistical Geometry Model : STGM)を用いた評価法がある。

STGM は元々高温工学試験研究炉(High Temperature engineering Test Reactor : HTTR)などの高温ガス炉で使用される被覆粒子燃料の不規則配列球状燃料の非均質効果を正確に解析することを目的として MVP に導入されたモデルである。STGM を燃料デブリの空間配置に適用して臨界解析を行った場合、デブリ粒子の直径が大きくなるにつれて、燃料デブリ粒子の空間位置を規則的に定めた場合との増倍係数の差は拡大していくことが分かっている[2]。

そこで、体系内の粒子を規則的に配置した場合と STGM を用いて配置した場合とでの臨界解析結果の「違い」の程度を明らかにし、STGM を用いた燃料デブリの臨界性評価の妥当性検証を目的とする。

## 2. 解析

燃料デブリの臨界性評価のため、本研究では以下の 2 種類の体系を想定した。

体系Ⅰ. 水雰囲気中に燃料デブリ粒子が存在
体系Ⅱ. 固体デブリの空孔に水粒子が存在

また、STGM の検証を行うために、各体系において、粒子の配置方法・粒子半径・体系内の燃料デブリ体積割合をパラメータとし、それぞれで無限増倍率（k-inf.）を比較した。想定した粒子の配置方法は、規則的な粒子配置方法として、a)単純立方格子配置、b)面心立方格子配置の 2 種、確率的な粒子配置法として、c)STGM の計 3 種を設定した。

計算には、汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP、核データには JENDL-4.0 を用いた。

## 3. 結果

体系Ⅰでは、各燃料デブリ体積割合において、燃料デブリ粒子半径が 0.5cm 以下の場合、燃料デブリ粒子配置モデルの違いによる k-inf.の有意な差異はないため、臨界性評価には妥当性があるといえる。しかし、デブリ粒子半径＞0.5cm となると k-inf.に標準偏差 $\sigma_k$ 以上の差異が生じ、燃料デブリ体積割合が小さいほどその差は大きくなり、STGM が過大評価することも分かった(図 1)。

一方、体系Ⅱでは、STGM、単純立方格子、面心立方格子のいずれの k-inf.もよい一致を示した。

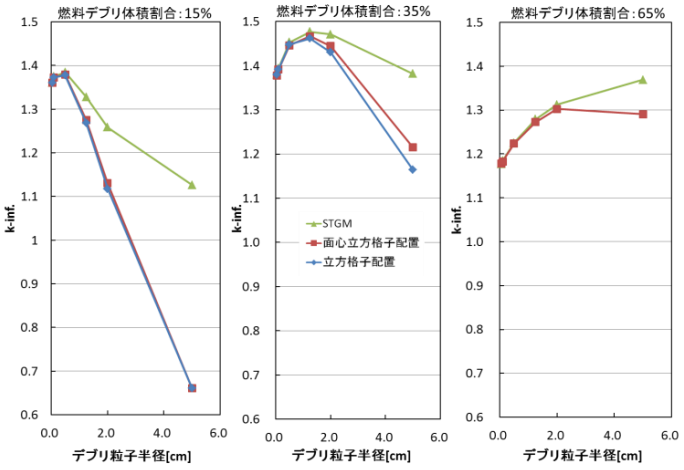



図1：k-inf.の燃料デブリ粒子配置モデル依存性
（体系Ⅰ. 水雰囲気中に燃料デブリ粒子が存在）

## 4. 結言

本研究では、燃料デブリの臨界性評価は粒子配置方法の違いによって k-inf.の差異が拡大することを確認した。特に、水雰囲気中の燃料デブリ粒子体系において STGM を用いる場合、軽水のように全断面積の大きな減速材では、k-inf.を過大評価するという課題を抽出した。

## 参考文献

[1] 長家康展・奥村啓介・森貴正・中川正幸，「MVP/GMVP Version2 連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード」，日本原子力研究開発機構，2006
[2] 岡崎大，H24 年度卒業論文「軽水炉溶融燃料取出し時の臨界安全評価」，東京都市大学

* Yoshiteru Sato[1], Yakaya Suzuki[1], Naoyuki Takaki[1], Hiroki Takezawa[1], Peng Hong Liem[2]
[1] Tokyo City Universitiy，[2]NAIS, Co., Inc.

# 核分裂生成ガスを測定して未臨界を監視する方法（III）
# （１）この方法の着眼点

Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases（III）

（1）A view point of this method

*内藤 俶孝[1]

[1)] 株式会社ナイス

今後事故原子炉の処理や解体のため燃料デブリの取り出しが行われる。これらの作業は未臨界を確認しながら行われなければならない。しかし、燃料デブリの核種組成、配置等の情報は少ない。このような状況下で、未臨界度を監視する方法について提案する。

**キーワード：事故炉心、燃料デブリ、臨界監視、核分裂生成ガスの同位体比、中性子増倍率(keff)**

## 1. 緒言

核分裂生成ガスの同位体生成比を測定して未臨界を監視する方法について報告する。本報告は、2014年以降3回目になる。今回は、（１）この方法の着眼点について、（２）FPガスのKr-88とXe-135の放射能比を測定してkeffを推定する方法について、（３）この方法で求まる反応度の推定値とその誤差評価について報告する。

## 2. この方法の着眼点

### 2.1 方法の着眼点

**（１） 燃料デブリは遮蔽体に囲まれており、放出される放射線を直接測定できない。**

FPガスのうち希ガスは周囲物質と反応することなく、漏れ出てくるので測定できる。

**（２） 燃料デブリが炉内に分散していて、デブリの配置が分からない。**

炉内の反応度を推定するためには、分散しているデブリを集計しなければならない。分散しているガス状の FP を集めて重要核種を集計する。このことにより、デブリの炉内での配置が分からなくても反応度が推定できる。

**（３） 核燃料デブリの組成が分からない。**

FPガスの同位体比から核分裂したデブリ中の核種（Cm-244やU-235、以下Cm、U）を推定する。デブリの中の自発核分裂核種Cmと誘起核分裂核種Uの比から炉内の中性子増倍率を推定する。

### 2.2 本方法の注意点

**（１）**炉内に分布している線源をまとめて取り扱う工夫が必要である。まとめるにあたっての各領域の重み関数の推計が必要である。（分布型固定線源問題―（２）の講演で述べる。）

**（２）**FPガスの放射能量から核分裂数を推計する必要がある。核分裂はCmの自発核分裂とそれを線源として誘発されるUの核分裂の2種類がある。この2種類の核分裂数の比がkeffになるが、核分裂する核種は、CmとUだけではない。（FPガスの収率は核分裂核種により異なる。－（３）講演で述べる。）

**（３）**線源から測定器までの減衰時間補正。測定器はGeカウンターでFPガスから放出されるガンマ線を検出。FPガス放出源からGeカウンターに到達するまでに、FPガス核種は減衰する。この減衰時間の補正が必要である。

## 3. 結論

燃料デブリから放出されるFPのガンマ線を測定することにより、中性子増倍率を測定し臨界監視が可能。

参考文献

[1] 内藤 他、日本原子力学会「2014年秋の大会」J48, 八戸工業大学、2013年9月

*Yoshitaka NAITO[1]
[1]NAIS Co., Inc.

# 核分裂生成ガスを測定して未臨界を監視する方法（III）
## (2) Kr-88 と Xe-135 の放射能比を測定して keff を推定する

Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases (III)

(2) Estimation of keff by measuring the activity ratio of Kr-88 to Xe-135

*平井 功希[1]，内藤 俶孝[1] Liem Peng Hong[1]

[1]株式会社ナイス

事故デブリ中の Cm-244 の自発核分裂及び U-235 の誘起核分裂により生成され、収率が大きく異なっている Kr-88 と Xe-135 の放射能比の測定値(R)で推定した中性子源増倍係数(k)とデブリの実効増倍率(keff)の関係を一領域および二領域デブリについてモンテカルロ・シミュレーションで評価した。

**キーワード：事故炉心、臨界監視、核分裂生成ガス、固定線源法、モンテカルロ・シミュレーション**

### 1. 緒言

下記の式(1)と(2)に示すように、核分裂生成希ガスの放射能比を測定してデブリの未臨界度を監視する方法を検討している[1][2]。ただし、これらの式からは、実効増倍率（keff）ではなく、中性子源増倍率（k）を得ているので、今回、k と keff の関係について JENDL-4.0 ライブラリを用いた MVP-II コードで検討を行った。

### 2. 方法

本検討では、デブリ組成は福島第一 1 号機のもので、平均燃焼度は 25.8GWd/t、冷却期間 7 年経過した状態の燃料を用いて、水素対重元素の比(H/HM)を変更することによって臨界性の違いを持つデブリを模擬した。このデブリが円柱状に堆積したと想定し、Cm-244 の自発核分裂を中性子線源（$S_0$）とした固定源問題を解いて S 及び k を求めた。また、同一組成と形状で固有値問題の keff も求めた。

$$< S >=< S_0 > \{1 + k + k^2 + \cdots\} =< S_0 > \frac{1}{(1-k)} \qquad (1)$$

$$R(k) \equiv \frac{\lambda_{kr}}{\lambda_{Xe}} \frac{Kr}{Xe} = \frac{\eta_{sp,Kr} \times F_{sp} + \eta_{in,Kr} \times F_{in}}{\eta_{sp,Xe} \times F_{sp} + \eta_{in,Xe} \times F_{in}} = \frac{\eta_{sp,Kr} + \eta_{in,Kr} \times \frac{\nu_{sp}}{\nu_{in}} \times \frac{k}{1-k}}{\eta_{sp,Xe} + \eta_{in,Xe} \times \frac{\nu_{sp}}{\nu_{in}} \times \frac{k}{1-k}} \approx \frac{\eta_{sp,Kr}}{\eta_{sp,Xe}} + \left(\frac{\eta_{in,Kr}}{\eta_{in,Xe}} - \frac{\eta_{sp,Kr}}{\eta_{sp,Xe}}\right) \cdot k \qquad (2)$$

### 3. 結果

デブリが 1 領域の体系、臨界性の同じ(H/HM)デブリを使用した 2 領域の体系では keff と k の値はほぼ一致した。そこで、臨界性と体積が異なる 2 領域のデブリ（結合の弱く、ほぼ独立した炉心）からなる体系（図 1）を想定して k と keff の関係を検討した結果を図 2 に示す。図中にデブリ半径を変更することによって体系の keff を約 0.65 から臨界と近い値まで模擬した。keff は、臨界性の高いが体積が小さいデブリ 2 のみで求めた 2 領域 k (debri 2)と近い値になるが、デブリ 1 とデブリ 2 を合計して求めた 2 領域 k (debri 1 + debri 2)とはずれた。この組成と体系では、keff>k であったので臨界安全性上望ましくない。同じ 2 領域の体系で上記のデブリ 1 と 2 の組成だけを入れ替えると keff と k の値はほぼ一致した。課題となる keff>k について今後対処方法を検討する。

**参考文献**

[1] 内藤 他, 日本原子力学会「2013 年秋の大会」J48, 八戸工業大学, 2013 年 9 月 3-5 日.

[2] 中村 他, 日本原子力学会「2014 年春の年会」O28, 東京都市大学, 2014 年 3 月 26-28 日.

*Kouki HIRAI[1], Yoshitaka NAITO[1], Peng Hong LIEM[1]
[1]NAIS Co., Inc.

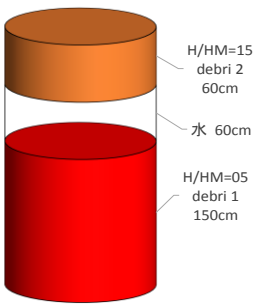



図 1　計算体系

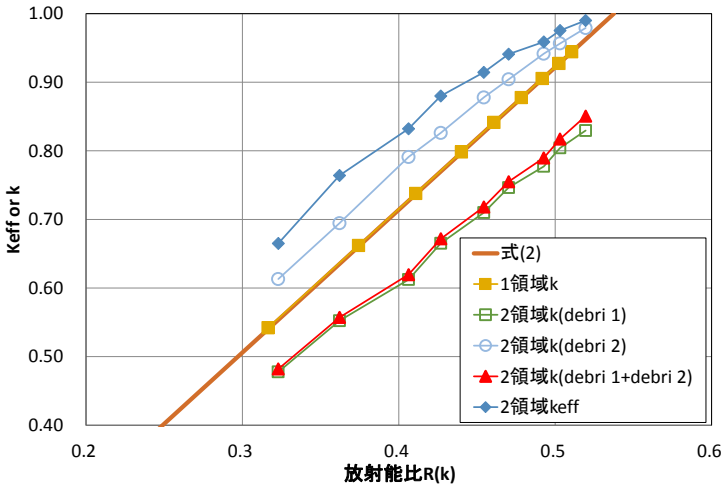



図 2　放射能比 R(k)と keff と k の関係

# 核分裂生成ガスを検出して未臨界を監視する方法 (III)
# (3)この方法で求まる反応度の推定値とその誤差評価

Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases (III)

(3) Estimated reactivity by the method and its error evaluation

*関優哉[1]　内藤俶孝[1]　臼田重和[1]　光本義文[1]

[1]株式会社ナイス

現在測定されている Kr-88 と Xe-135 の放射能比を用いて反応度を推定する。この推定に影響する誤差要因と推定精度を調査し、現状を未臨界と判定するための課題を整理する。

**キーワード：事故炉心、臨界監視、核分裂生成ガス、核分裂収率、推定誤差、反応度、希ガスの放射能比**

## １．緒言

事故炉心内において自発核分裂および誘起核分裂から発生する希ガス（Kr-88 及び Xe-135）の放射能比を用いて炉心内の反応度 ρ を推定する。その際、推定する際に用いたパラメータの誤差等により推定誤差はどの程度になるか評価した。

## ２．推定方法と誤差要因

反応度 ρ は ρ=(k-1)/k であり、これを求めるには中性子増倍率 k が必要となる。事故炉心内の k と、核分裂により生じる Kr-88、Xe-135 の放射能比 R(k)は(1)式に示すような近似式の関係があり、測定により R が得られればその炉心の k が求められる。[1]

$$R(k) \equiv \frac{\lambda_{kr}}{\lambda_{Xe}}\frac{Kr}{Xe} = \frac{\eta_{sp,Kr}\cdot F_{sp}+\eta_{in,Kr}\cdot F_{in}}{\eta_{sp,Xe}\cdot F_{sp}+\eta_{in,Xe}\cdot F_{in}} = \frac{\eta_{sp,Kr}+\eta_{in,Kr}\cdot\frac{\nu_{sp}}{\nu_{in}}\cdot\frac{k}{1-k}}{\eta_{sp,Xe}+\eta_{in,Xe}\cdot\frac{\nu_{sp}}{\nu_{in}}\cdot\frac{k}{1-k}} \approx \frac{\eta_{sp,Kr}}{\eta_{sp,Xe}} + \left(\frac{\eta_{in,Kr}}{\eta_{in,Xe}} - \frac{\eta_{sp,Kr}}{\eta_{sp,Xe}}\right)\cdot k \quad \cdots (1)$$

ここで R(k)は発生直後における Kr-88、Xe-135 の放射能比、F、$\eta$ はそれぞれ自発核分裂(sp)および誘起核分裂(in)における核分裂数と希ガスの核分裂収率である。自発核分裂核種を Cm-244、誘起核分裂核種を U-235 として、事故炉心から放出される希ガスを回収して得た放射能比 R'より k を推定する。その際、誤差をもたらす要因として希ガス発生から検出までの遅れ時間の推定誤差、核分裂収率データの誤差、測定値の誤差、Pu-239 などの他の核種の核分裂等が考えられる。例として福島第一原発 1 号機のガスサンプリング結果から得られた R'=0.179 と遅れ時間約 2.5～3 時間[2]から R＝0.35 として(1)式の近似式より k を求めた。

## ３．誤差要因による k の影響

上記サンプリング結果から k は 0.61（ρ=0.64）となった。遅れ時間の影響についてのみ着目した場合、±30 分の遅れ時間の変化に対して、k は 0.55～0.67 と、±10%程度変化することが分かった（図 1 参照）。その他の誤差要因による k の影響についても検討する。

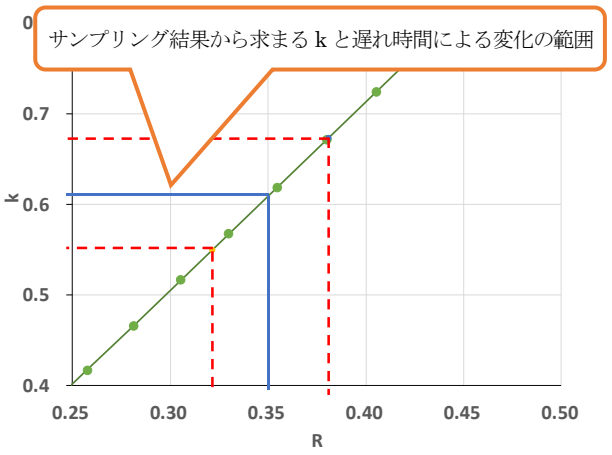



図 1： (1)式における R と k の関係

参考文献

[1] 中村 他　日本原子力学会「2014 年春の年会」O28, 東京都市大学,2014 年 3 月 26-28 日.

[2] IRID　平成 26 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）完了報告　2016 年 3 月

*Masaya SEKI[1]　Yoshitaka NAITO[1]　Shigekazu USUDA[1]　Yoshibumi MITSUMOTO[1]
[1]NAIS Co., Inc.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Fri. Sep 9, 2016 4:05 PM - 4:55 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 7:05 AM - 7:55 AM UTC | Room L Kumume City Plaza - Assembly Room 2

## [3L15-17] Sub-criticality Evaluation and Monitoring 2

Chair: Yoshio Kimura (Chuden CTI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3L15] Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

(1)Development purposes and specifications of subcriticality monitoring method

*Shoichi Tashiro[1], Masayuki Tojo[1], Takao Kageyama[1], Yoichiro Shimazu[2] (1.GNF-J, 2.Univ. of Fukui)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3L16] Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

(2)Evaluation of source term of reactivity meters by determinestic code

*Masayuki Tojo[1], Shoichi Tashiro[1], Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Yoichiro Shimazu[2] (1.GNF-J, 2.Univ. of Fukui)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3L17] Development of subcriticality minitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

Evaluation of performance of reactivity meters for subcriticality monitoring

*Yoichiro Shimazu[1], Shoichi Tashiro[2], Masayuki Tojo[2] (1.Univ. of Fukui, 2.GNF-J)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# 原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発
# （1）未臨界監視手法の開発目的と仕様

Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of NPP
(1) Development purposes and specifications of subcriticality monitoring method

*田代 祥一[1]，東條 匡志[1]，影山 隆夫[1]，島津 洋一郎[2]
[1]GNF-J，[2]福井大学

停止中の核種の崩壊に伴う反応度変化を高精度に補正できるミクロ燃焼モデルを備えた BWR 炉心シミュレータによる中性子源強度評価技術と、高ノイズ環境下での反応度評価を行うべく、開発・改良が行なわれてきた反応度計によるノイズフィルタリング技術とを融合させることにより、原子炉停止中の未臨界状態を監視する手法を開発する。

**キーワード：**未臨界監視，燃料シャフリング，BWR 炉心シミュレータ，反応度計，中性子源

## 1.背景

原子炉の未臨界度を測定する手法は様々提案されているが、特殊な炉心状態や計装システムを必要とすることから、商用炉の未臨界監視には実用化されずに今日に至っている。未臨界度をリアルタイムに監視できれば、例えば制御棒の誤引き抜きなどの事象を検知でき、反応度事故を未然に防ぐことが期待され、安全性の向上に寄与できると考えられる。

## 2. 開発目的と仕様

本研究における未臨界度（反応度）の評価は、中性子の動特性方程式を反応度について解いた(1)式を基にしている。当式は既存の反応度計にも適用されているが、反応度計は一般的に臨界近傍の計数率$n(t)$が比較的高い状態で用いられることから(1)式の最後の項は無視している。本研究が対象とする深い未臨界状態における評価では、同項の見積もりの良し悪しが評価精度に支配的な影響を与える。

$$\rho(t) = \beta_{\mathrm{eff}} - \frac{1}{n(t)}\sum_{i=1}^{6}\beta_i\left\{n(0)e^{-\lambda_i t} + \lambda_i\int_0^t e^{-\lambda_i(t-\tau)}n(\tau)\mathrm{d}\tau\right\} - \frac{Q(t)\cdot\Lambda}{n(t)} \qquad (1)$$

対象炉心の炉心特性パラメータ$(\beta, \lambda, \Lambda)$は、BWR 炉心シミュレータ AETNA[1]により得られる。更に AETNA に搭載されたミクロ燃焼モデルにより、検出器への実効的な中性子源強度$Q(t)$も高精度に評価することができる。また、計数率が低い環境ではノイズの影響が相対的に大きくなるが、反応度計で開発されてきたノイズフィルタリング技術[2]を適用することで、ノイズの影響を緩和できることが見込まれる。

すなわち、本研究において、BWR 炉心シミュレータ技術と反応度計技術を融合させることにより、原子炉停止中の未臨界状態を監視する手法の開発を行う。

## 3. 結論

初年度は、測定原理の未臨界監視への適用性について各種検討を行った。今後は、未臨界監視試作機を作成し、実機信号などを用いて手法の検証を行うとともに、当手法の BWR 以外の適用についても検討を行う。

## 参考文献

[1] (株)GNF-J 「炉心核熱水力特性解析システム システム全般」, GLR-005 システム編

[2] Shimazu, Y., Rooijen, W.F.G., Ann. Nucl. Energy 66, 161–166 (2014).

本研究は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発」の成果である。

---

*Shoichi Tashiro[1], Masayuki Tojo[1], Takao Kageyama[1] and Yoichiro Shimazu[2]
[1]GNF-J, [2]Univ. of Fukui

# 原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発
# （2）決定論コードによるソースターム評価

Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of NPP

(2) Evaluation of source term of reactivity meters by determinestic code

*東條 匡志[1]，田代 祥一[1]，岩本 達也[1]，小林 謙祐[1]，島津 洋一郎[2]

[1]GNF-J，[2]福井大学

中性子源核種をミクロ燃焼モデルで評価できる決定論コード（AETNA[1]）により、検出器応答、実効増倍率を評価し、1 点炉逆動特性法に基づく反応度計のソースタームを逆算により評価する手法を検討した。

**キーワード**：中性子源、ミクロ燃焼モデル、 1 点炉逆動特性法、AETNA

## 1. 緒言

1 点炉逆動特性法に基づくデジタル計算機を用いた原子炉の反応度測定手法はよく知られている。この方法は空間分布の効果を無視している点以外は厳密な式であり、中性子源強度 Q(t)が既知の場合は、反応度を精度よくかつ高速で評価できる。運開後原子炉の場合、ソース強度を決めることが課題であった。

## 2. 研究

定常炉心 t=0 では、検出器応答 $n_{検出器}$と反応度 $\rho$、検出器毎の実効的ソース強度 $Q_{検出器}$は以下の式で近似できる。

$$\rho = -Q_{検出器} \cdot \Lambda \Big/ n_{検出器} \qquad (1)$$

厳密なソース強度の評価に基づく AETNA の３次元中性子束分布から、(1)式の $Q_{検出器}$以外の項は評価できるので、検出器毎に $Q_{検出器}$の逆算が可能である。つまり、事前に既知のシャフリング手順の全ステップ毎の $Q_{検出器}$を(1)式から逆算しておけば、それが監視中の検出器毎に反応度計で設定すべき $Q_{検出器}$となる。制御棒誤引抜があった場合、相対的な印加反応度は時間積分項から評価できるので、ソース項の変化が小さいとすれば、時間積分項と事前に設定したソース項から炉心反応度の監視が期待できる。検出器毎に評価される反応度の縮約については報告時に説明する。実運用では、シャフリングとともに変化する実効強度 $Q_{検出器}$の設定が問題となる。そこで、ステップ毎の強度については、定期的な操作員の入力により区間近似値を離散的に設定できるとし、仮想BWRの炉内シャフリングのシミュレーションにより急激な反応度印加がない場合の反応度監視装置の実効増倍率の精度について、検出器応答のもとになる AETNA の実効増倍率との比較で評価した結果を図１に示す。

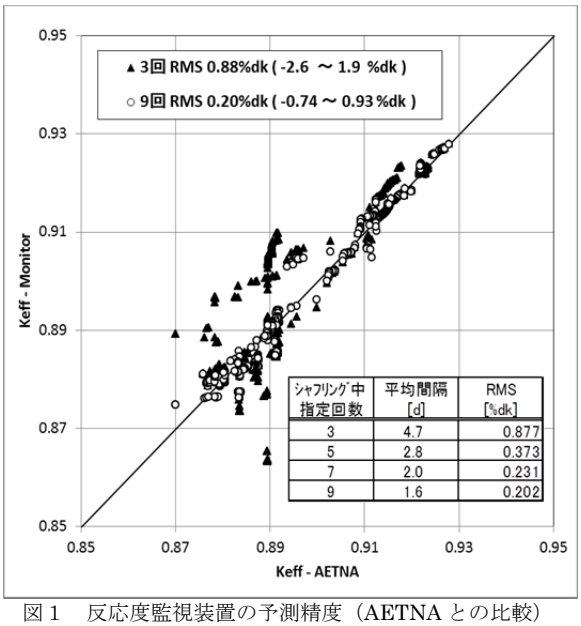



図１　反応度監視装置の予測精度（AETNA との比較）

## 3. 結論

図１より、操作員から 1.6 日間隔でステップ情報が入力される場合、その間の強度を一定値としても炉心計算結果の実効増倍率と監視装置の差は RMS で 0.2%dk 程度であり、監視には十分な精度と言える。

### 参考文献

[1] M.Tojo, et al, “Development of the neutron source evaluation method and predictor of SRM/SRNM count rate in BWR simulator,” J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 52(7-8), pp. 970– 978, (2015)

本研究は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発」の成果である。

* Masayuki Tojo[1], Shoichi Tashiro[1], Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1] and Yoichiro Shimazu[2]

[1]GNF-J, [2]Univ. of Fukui

# 原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発

## （3）反応度計モデルの未臨界監視適用性検討

Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of NPP
(3) Evaluation of performance of reactivity meters for subcriticality monitoring

*島津 洋一郎[1]，田代 祥一[2]，東條 匡志[2]
[1]福井大学，[2] GNF-J

停止中炉心の未臨界監視装置の開発に資するため、高ノイズ環境下を想定し、現在知られている 3 種の反応度計システムについて、反応度評価性能の比較を行った。

**キーワード：**未臨界監視，反応度計，ノイズフィルター

### 1.諸言

未臨界状態における反応度の評価には、外部中性子源の強度情報と、中性子束レベルが低いことによる中性子束信号に含まれるノイズ成分の除去が必要である。本発表は、中性子束信号に含まれるノイズ成分の除去（ノイズフィルター）の観点から、知られている 3 種の反応度計について、検討したものである。

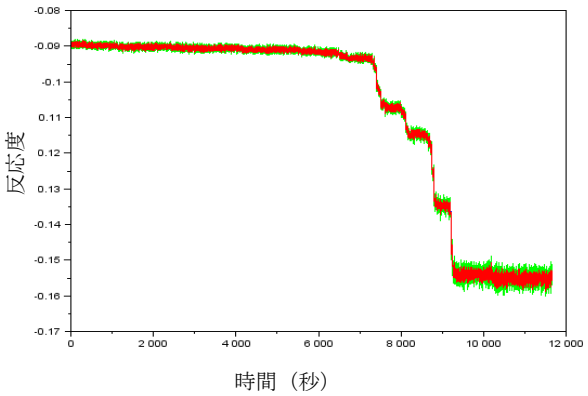
### 2. 評価方法

#### 2-1.模擬中性子検出器信号の準備

本シリーズ発表（２）において説明された、中性子源強度評価法、並びにその際得られる各検出器の応答を用いた。この解析では核燃料移動ステップごと定常時の検出器応答しか得られないため、燃料移動中の時間幅を模擬するため、これらの一点の定常データを一定時間間隔に拡張し、さらにランダムノイズを付与して中性子検出器の応答とした。この信号をそれぞれの反応度計に入力し、ノイズ除去特性を比較した。検討対象の反応度計は、それぞれのノイズフィルター方式が異なる（1）逆動特性法、(2）拡張カルマンフィルター法[1]、(3）単純フィードバック法[2]の 3 種である。

#### 2-2.評価結果

評価結果の例を右図に示す。各反応度計のノイズフィルター性能は、各反応度計のシステムパラメータにより異なるが、これらのパラメータをうまく調整することにより、ほぼ同等のノイズフィルター性能が得られることがわかる。




### 3. 結論

3 種の反応度計について、BWR の燃料シャッフリングを模擬した中性子検出器信号を用いて、ノイズフィルター性能の比較を行った。その結果、それぞれの反応度計のシステムパラメータを妥当な値に設定することにより同等のノイズフィルター性能が得られることがわかった。このため、発電所現場においての異常時の対応性や、ノイズレベルに応じたシステムパラメータの調整の容易さ等をさらに比較検討し、実用監視装置の実現に備えたい。

### 参考文献

[1] Shimazu, Y., Rooijen, W.F.G., Ann. Nucl. Energy 66, 161–166 (2014).
[2] Shimazu, Y., Ann. Nucl. Energy 73, 392-397 (2014).

本研究は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発」の成果である。

* Yoichiro Shimazu[1], Shoichi Tashiro[2] and Masayuki Tojo[2]
[1]Univ. of Fukui, [2]GNF-J

Oral Presentation | I. General Issues：General Issues

Fri. Sep 9, 2016 10:20 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 1:20 AM - 3:00 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [3M01-06] The Center of World Intelligence Project for Human Resource Development

Chair: Tetsuo Sawada (Tokyo Tech)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

### [3M01] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

(1)Outline of activity

*Toru Obara[1], Koji Okamoto[2], Nobuyoshi Hara[3], Yoshinari Anoda[4], Seichi Sato[5], Yoshitaka Takagai[6], Ikuo Towhata[7], Isamu Sato[1] (1.Tokyo Tech, 2.Univ. of Tokyo, 3.Tohoku Univ., 4.Fukui Univ., 5.NIT, Fukushima, 6.Fukushima Univ., 7.JGS)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

### [3M02] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

(2)Tokyo Institute of Technology

*Isamu Sato[1], Toru Obara[1], Toyohiko Yano[1], Kenji Takeshita[1], Yukitaka Kato[1], Hiroshi Akatsuka[1], Hiroshige Kikura[1], Takehiko Tsukahara[1], Katsumi Yoshida[1], Gen Endo[1] (1.Tokyo Institute of Technology)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

### [3M03] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development,Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP (Nuclear Power Station)

(3)The University of Tokyo

*shunichi suzuki[1], Kouji Okamoto[1], Hajime Asama[1], Hiroyuki Takahashi[1], Yusuke Tamura[1], Takayuki Takahashi[2], Yasuyoshi Yokokohji[3] (1.The University of Tokyo, 2.Fukushima University, 3.Kobe University)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

### [3M04] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

(4)Tohoku University “Current Status of Research and Human Resources Development Program for Nuclear Decommissioning related to Integrity Management of Critical Structures including Primary Containment Vessel and Reactor Building, and Fuel Debris Processing and Radioactive Waste Disposal”

*Takayuki Aoki[1], Yutaka Watanabe[1], Yuichi Niibori[1], Nobuyoshi Hara[1] (1.Tohoku University)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

### [3M05] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

(5)Univeristy of Fukui

*Masaoyoshi Uno[1], Yoshinari Anoda[1], Ken Nakajima[2], Yuji Ohishi[3], Tatsumi Arima[4], Hiroyuki Miyamaru[5], Takeyoshi Sunagawa[6], Eisuke Minehara[7], Kouzou Katsuyama[8] (1.Univ. of Fukui, 2.Kyoto Univ. Research Reactor Institute, 3.Osaka Univ., 4.Kyushu Univ., 5.Osaka Prefecture Univ., 6.Fukui Univ. Technology, 7.WERC, 8.JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3M06] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

(6)NIT Fukushima College R&D and Education Program for the Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP under the Collaboration of Nationwide NIT colleges, Universities, National Institutes and the Local Private Companies

*Shiro Jitsukawa[1], Seichi Sato[1], Kazunori Akutagawa[1], Shigekazu Suzuki[1] (1.NIT Fukushima College)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 廃止措置研究・人材育成等強化プログラムにおける人材育成活動 (1)－全体概要－

The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

(1)- Outline of Activity -

*小原徹[1]，岡本孝司[2]，原信義[3]，安濃田良成[4]，佐藤正知[5]，高貝慶隆[6]，東畑郁生[7]，佐藤勇[1]
[1]東京工業大学，[2]東京大学，[3]東北大学，[4]福井大学，[5]福島高専，[6]福島大学，[7]地盤工学会

廃止措置工学の知識と高い意識を持った若手人材を育成するため、大学等で文科省の委託により実施している廃止措置研究・人材育成等強化プログラムにおける目標と概要を紹介する。
**キーワード**：福島第一原子力発電事故，廃止措置，人材育成，廃止措置研究・人材育成等強化プログラム，英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業

## 1. はじめに

東日本大震災により炉心溶融・放射性物質放出に至った福島第一原子力発電所における廃炉事業は、通常廃炉と異なり、技術的に困難な課題が多くあるため、長期にわたる国家課題となる。そのため、先進的な研究開発が必要なうえ、廃止措置に関して正しく、新しい知識を持った人材の育成とその現場への輩出を継続的に行う必要がある。そこで、文部科学省の委託事業である英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」を通じて東京工業大学，東京大学，東北大学，福井大学，福島高専，福島大学及び地盤工学会は連携のうえ、廃止措置研究・人材育成に取り組んでいる。ここでは、この全体概要とそれぞれの機関における取組の特徴等を紹介する。

## 2. 各機関における取組の特徴

**2-1. 東京工業大学**：これまでに培われてきた原子力研究・教育を礎にして、難分析核種分析、除染、回収固化及び遠隔計測に係る基盤研究を進め、当該研究者が学生実験等を通じた実質的な人材育成も行う。

**2-2. 東京大学**：廃炉事業に関して、時間・空間・対象を考慮した俯瞰的なリスク管理が可能な人材をロボット、遠隔操作、水中活動機器、γ線 CT、微量分析に関する研究を通じ、継続的な育成を行う。

**2-3. 東北大学**：格納容器・建屋等の健全性確保のための基盤研究、燃料デブリ処理及び放射性廃棄物処分に関する基盤研究を行うとともに、それら研究を通じて、廃止措置をリードできる中核人材の育成を図る。

**2-4. 福井大学**：現場のニーズを踏まえた廃止措置技術、燃料デブリ分析及び廃炉技術開発に関する基礎研究を行うとともに高い知識と社会貢献意識をもった広い専門分野の若手人材の継続的な育成を行う。

**2-5. 福島高専**：地域が抱える中長期的課題に応じるため、機器損傷探査のプローブや分析、遠隔操作機器、廃棄物貯蔵に関する研究及びリスク評価/低減手法の開発を通じて、高い志と広い知識を持った学生を育む。

**2-6. 福島大学**：廃止措置に係る分析技術者や廃炉支援者養成を目指し、分析人材育成と廃炉措置等支援者のための教育及び即応的分析技術の実用化研究を通じて、多面的思想養成と持続性のある人材育成を行う。

**2-7. 地盤工学会**：廃止措置に不可欠な地盤工学分野の個別研究(地下水挙動の予測、放射線遮へい土質開発、デブリ取出し技術、廃棄物処理処分)を通じて、廃炉を進める企業等で適応できる志の高い学生を育成する。

表 1　各機関の課題名

| 課題名 | 所属機関 |
|---|---|
| 廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化 | 東京工業大学 |
| 遠隔操作技術及び核種分析技術を基盤とする俯瞰的廃止措置人材育成 | 東京大学 |
| 廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究および中核人材育成プログラム | 東北大学 |
| 福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成 | 福井大学 |
| 廃炉に関する基盤研究を通じた創造的人材育成プログラム<br>–高専間ネットワークを活用した福島からの学際的なチャレンジ– | 福島高専 |
| マルチフェーズ型研究教育による分析技術者人材育成と<br>廃炉措置を支援加速する難分析核種の即応的計測法の実用化に関する研究開発 | 福島大学 |
| 福島第一原子力発電所構内環境評価・デブリ取出しから廃炉までを想定した<br>地盤工学的新技術開発と人材育成プログラム | 地盤工学会 |

*Toru Obara[1], Koji Okamoto[2], Nobuyoshi Hara[3], Yoshinari Anoda[4], Seichi Sato[5], Yoshitaka Takagai[6], Ikuo Towhata[7], Isamu Sato[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]University of Tokyo, [3]Tohoku University, [4]University of Fukui, [5]National Institute of Technology, Fukushima College, [6]Fukushima University, [7]The Japanese Geotechnical Society

# 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業
# 廃止措置研究・人材育成等強化プログラムにおける人材育成活動
# (2)ー東京工業大学「廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化」実施状況ー

The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development,
Human Resource Development and Research Program
for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)
(2)-Tokyo Institute of Technology "Advanced Research and Education Program for Nuclear Decommissioning" Implementation Status -

*佐藤勇[1]，小原徹[1]，矢野豊彦[1]，竹下健二[1]，加藤之貴[1]，赤塚洋[1]，木倉宏成[1]，塚原剛彦[1]，
吉田克己[1]，遠藤玄[1]，鷹尾康一朗[1]，原田雅幸[1]，山崎宰春[1]，岩附信行[1]，鈴森康一[1]，
浅沼徳子[2]，新井剛[3]，川嶋健嗣[4]，高木直行[5]
[1]東京工業大学，[2]東海大学，[3]芝浦工業大学，[4]東京医科歯科大学，[5]東京都市大学

東工大で実施している課題名「廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化」で行われた学生実験・授業・キャリアパス活動・フォーラム等の実施状況を報告する。
**キーワード**：廃止措置，人材育成，材料工学，化学分析，遠隔計測

## 1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置に必要な技術開発では、これを担う人材の育成及び基盤的な研究を継続的に行う必要がある。そこで、東京工業大学では、東海大学、芝浦工業大学及び東京都市大学を連携大学として、文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の委託事業である本プログラム「廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化」を遂行することで廃止措置に関する人材を育成し、また関連する基盤的研究を推進している。ここでは、本プログラムの東京工業大学における実施状況を報告する。

## 2. プログラムの概要と実施状況

本プログラムの実施項目及び関係機関・会議体とプログラムとの連携状況を示した図を図 1 に示す。本プログラムの特徴は、実際に研究活動を実施している研究者が人材育成活動も行っている点である。また、本プログラムの取り組むに際しては、当該事業の採択 7 機関との連携・協力のもと推進している。

### 2-1. 人材育成活動における実施状況

学生実験として、①デブリ材料工学に関する人材育成(放射化材料を用いた材料実験)、②デブリ化学に関する人材育成(核燃料物質を用いた化学実験)、③シビアアクシデント後の遠隔計測技術に関する人材育成(計測技術とロボット技術を組み合わせた機械系実験)を行っており、④廃止措置の最新技術と基礎に関する人材育成として「原子炉廃止措置工学特論」及び「原子炉廃止措置工学」の授業項目及び⑤廃炉関連企業へのインターンシップ等を通じたキャリアパス活動を推進している。

### 2-2. 研究活動における実施状況

①難分析核種の分析、②汚染材木等の除染法の開発、③汚染土壌・焼却灰処理技術、④⑤Cs・Sr 同時回収固化技術、⑥シビアアクシデント後の遠隔計測技術、⑦デブリ取出し時の再臨界防止技術及び⑧メルトダウン炉心の臨界事故解析とその対策技術に関する基盤的研究を推進している。また、JAEA・CLADS と密に連携した取組を推進し、より実用的な研究を目指している。

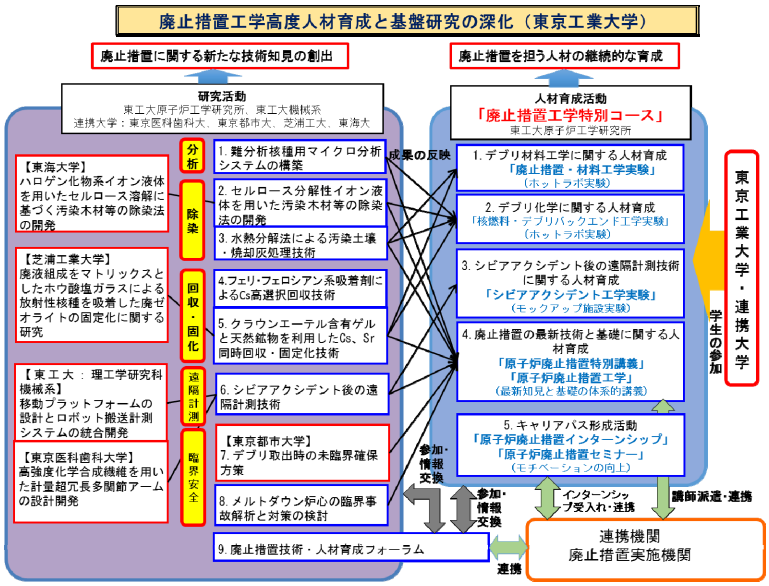



図 1　本プログラムの実施項目と連携状況

*Isamu Sato[1], Toru Obara[1], Toyohiko Yano[1], Kenji Takeshita[1], Yukitaka Kato[1], Hiroshi Akatsuka[1], Hiroshige Kikura[1], Takehiko Tsukahara[1], Katsumi Yoshida[1], Gen Endo[1], Koichiro Takao[1], Masayuki Harada[1], Saishun Yamazaki[1], Nobuyuki Iwatsuki[1], Koichi Suzumori[1], Noriko Asanuma[2], Tsuyoshi Arai[3], Kenji Kawashima[4] and Naoyuki Takaki[5]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Tokai University, [3]Shibaura Institute of Technology, [4]Tokyo Medical and Dental University, [5]Tokyo City University

# 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 廃止措置研究・人材育成等強化プログラムにおける人材育成活動 (3)ー東京大学「遠隔操作技術及び核種分析技術を基盤とする俯瞰的廃止措置人材育成」実施状況ー

The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)
(3) -The University of Tokyo, Current status of " Human Resource Development based on the development of remote control technology & nuclide analysis" -

*鈴木俊一[1]，岡本孝司[1]，淺間一[1]，高橋浩之[1]，田村雄介[1]，高橋隆行[2]，横小路泰義[3]
[1]東京大学，[2]福島大学，[3]神戸大学

東京大学の廃止措置基盤研究・人材育成事業である「遠隔操作技術及び核種分析技術を基盤とする俯瞰的廃止措置人材育成」で行われた研究及び教育実施状況について報告する。

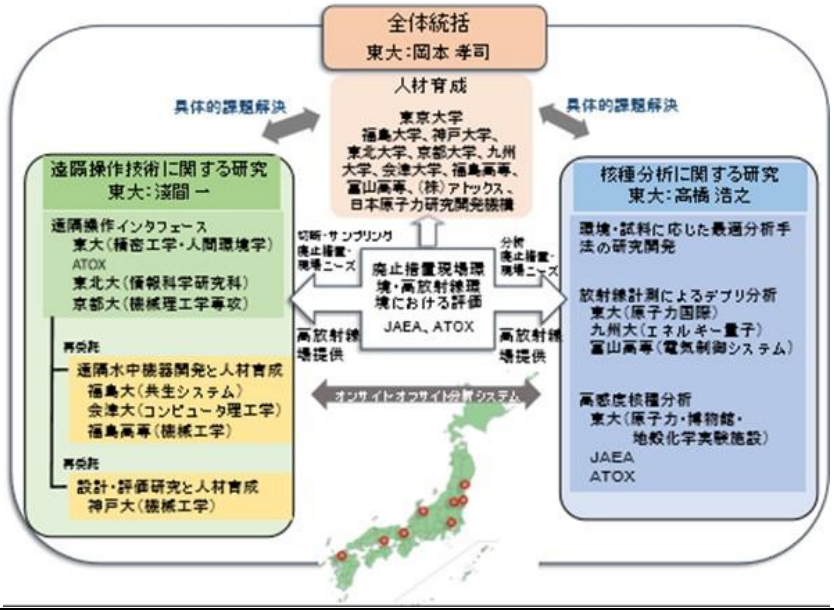
**キーワード：**原子炉廃止措置，人材育成，遠隔技術，分析技術

## 1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃止措置は、溶け落ちた核燃料が最大のリスク源として存在するほか、 高放射線環境下、大量かつ多核種の放射性廃棄物といった非常に特殊な環境での作業となる。このため、廃止措置を安全着実に進めるにあたっては、ロボット工学、化学工学、原子力工学、物理工学など総合的な学術を俯瞰的に理解し、かつ、専門領域については世界トップクラスの実力を持つ人材が必要である。本人材育成事業においては、主として遠隔操作技術と核種分析技術に関する専門的な研究教育を推進するとともに、総合工学としての廃止措置を俯瞰的に理解できる人材を養成することを目的として実施している。

## 2. プログラムの概要と実施状況

体制としては、東京大学大学院を中核機関とし、福島大学、 神戸大学、日本原子力研究開発機構、福島高専、会津大学、京都大学、九州大学、東北大学、富山高専、アトックスと連携して遠隔操作技術及び核種分析に関する研究を実施するとともに、定期的なセミナーや協同の俯瞰的教育プログラム（含むサマースクール、インターンシップ）を進めている。また廃止措置に関する講義を実施し、学生の廃炉への理解・関心度を高めるとともに、現在あるいは将来の課題を解決するための新たな研究に取り組むことにより、基礎的研究並に廃炉人材育成を推進している。




*Shunichi Suzuki[1], Kouji Okamoto[1], Hajime Asama[1],Hiroyuki Takahashi[1], Yusuke Tamura[1], Takayuki Takahashi[2], Yasuyoshi Yokokohji[3]
[1]The University of Tokyo, [2]Fukushima University, [3]Kobe University

# 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業　廃止措置研究・人材育成等強化プログラムにおける人材育成活動
# (4)東北大学「廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究および中核人材育成プログラム」実施状況

The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)
(4) Tohoku University “Current Status of Research and Human Resources Development Program for Nuclear Decommissioning related to Integrity Management of Critical Structures including Primary Containment Vessel and Reactor Building, and Fuel Debris Processing and Radioactive Waste Disposal”
*青木孝行[1]，渡邉 豊[1]，新堀雄一[1]，原 信義[1]
[1]東北大学

東北大学の廃止措置基盤研究･人材育成事業「廃止措置のための格納容器･建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究および中核人材育成プログラム」で行っている人材育成活動の実施状況を報告する。

**キーワード**：原子炉廃止措置，人材育成，原子炉廃止措置工学

## 1. 緒言

東北大学は東日本大震災からの復興・新生を先導することを歴史的使命であると考えており、平成 25 年に制定した全学ビジョン（里見ビジョン[1]）の中でも「復興・新生の先導」を２大目標の一つとし、この目標を達成するため、各種のプロジェクトを継続的に推進すると共に、復興を加速するための新規プロジェクトを立案・開始した。その一つが本事業を位置づけている「福島第一原子力発電所１～４号機の廃止措置に向けた基礎・基盤研究と人材育成の推進」である。

## 2. 人材育成の概要と実施状況

東北大学の伝統的な強みである材料分野のポテンシャルを活用すべく、工学系を中心とした広範な分野が連携した全学横断組織を形成し、さらに福島大学及び福島高専の専門家の協力を得て、本事業を実施している。具体的には、(1)格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保のための基盤研究、(2)燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基盤研究に取組むとともに、その基盤研究のプラットフォーム上に学生教育カリキュラムを構築し、長期にわたる安全な廃止措置をリードできる中核人材の育成を図っている。さらに、人材育成活動の一環として外部専門家との専門的議論を行う専門家会議、原子炉施設を直接訪問して各種現場の実情を体感する現地調査、外部専門家を招聘し各種の専門的知見を学ぶセミナーなどを行い、幅広い素養を身に着けられるようにしている。[2]

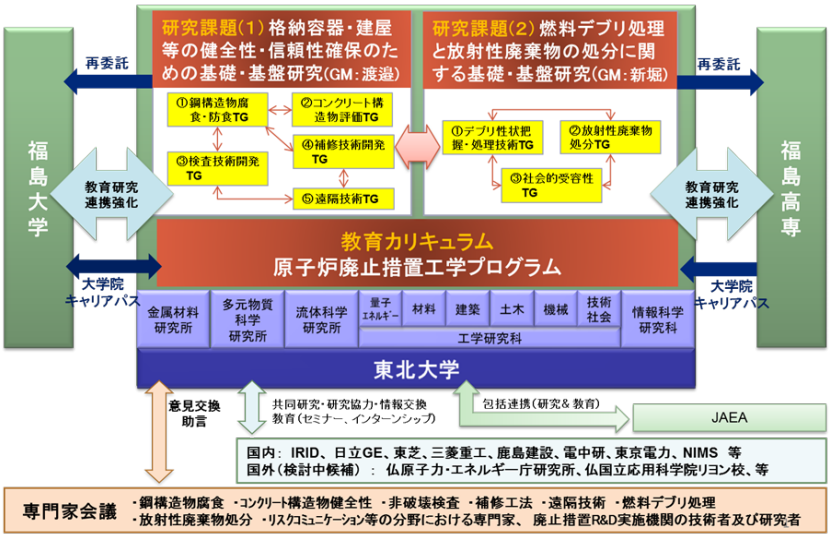



**図１　教育カリキュラム「原子炉廃止措置工学プログラム」と実施体制**

本事業は既に５年プログラムの３年目を迎えており、本格的な基盤研究及び人材育成を順調に実施している。今後も福島第一原子力発電所の廃止措置に貢献すべく、基盤研究及び人材育成に積極的に取り組んでいく予定である。

### 参考文献

[1] 里見ビジョン（SATOMI VISION 2013）
（http://www.tohoku.ac.jp/japanese/profile/president/01/president0101/SATOMI_VISION2013.pdf）
[2] 東北大学 原子炉廃止措置事業ホームページ（http://dec.tohoku.ac.jp/）

*Takayuki Aoki[1], Yutaka Watanabe[1], Yuichi Niibori[1] and Nobuyoshi Hara[1]
[1]Tohoku University

# 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業　廃止措置研究・人材育成等強化プログラムにおける人材育成活動　(5)「福井大－福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」実施状況と課題

The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station), (5) Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants, state of achievement and subject

*宇埜正美[1]、安濃田良成[1]、中島健[2]、大石佑治[3]、有馬立身[4]、宮丸広幸[5]、砂川武義[6]、峰原英介[7]、勝山幸三[8]
[1]福井大、[2]京大炉、[3]大阪大学、[4]九州大学、[5]大阪府立大学、[6]福井工業大学、[7]若狭湾エネルギー研究センター、[8]JAEA

抄録：福島第一原子力発電所の廃炉に向けて代表機関である福井大が阪大、京大、大阪府大、九大、福井工大、若エネ研およびJAEAと連携し、廃止措置技術、燃料デブリ分析、廃炉技術開発の３つのコースについて行う研究と教育を紹介

**キーワード：廃止措置、人材育成、廃止措置技術、燃料デブリ分析、廃炉技術開発**

## 1. 緒言

福井大学が中心となり西日本の大学や研究機関が連携し、原子力機構、原子力損害賠償・廃炉等支援機構、技術研究組合国際廃炉研究開発機構、東京電力との情報交換を密にして、現場のニーズを踏まえた「廃止措置技術」、「燃料デブリ分析」及び「廃炉技術開発」に関する基盤研究及び人材育成を行う。

## 2. 研究・人材育成内容

### 2-1. 廃止措置技術コース（福井大、若狭湾エネルギー研究センター）

多様に変化する状況の中で廃炉工程全体を俯瞰して意思決定するための手法の開発行うとともに、人材育成では、福島第一原子力発電所見学を含む楢葉遠隔技術開発センターでのマニュピュレータ技術の最適化や遠隔操作技術実習、米国、英国ドイツとの情報交換を兼ねた国際セミナーおよび全国の学生および若手研究者を対象として学生サミットなどを行う。

### 2-2. 燃料デブリ分析コース（福井大、京大炉、大阪大学、九州大学、大阪府立大、JAEA）

熱力学計算に基き模擬燃料デブリを作成し、革新的な分析手法を開発・使用して未知のデータを取得し燃料デブリ取り出しに必要なデータを集約する研究を行うとともに、人材育成では、関西のJ-ACTINETグループによる模擬燃料実習、JAEA大洗の施設を用いた燃料デブリ実習および京大炉を用いた臨界管理実習を行う。

### 2-3. 廃炉技術開発コース（福井大、福井工大、若狭湾エネルギー研究センター）

非破壊検査、プラズマを用いた放射線物質の捕集等多様な分野の研究者が先進的技術と産官学連携により、１F 廃炉の課題解決に挑戦する。人材育成としては、非破壊検査実習、放射線管理計測実習、放射性核種分析実習などを行う。

---

*Masayoshi Uno[1], Anoda Yoshinari[1], Ken Nakajima[2], Yuuji Oishi[3], Tatsumi Arima[4], Hiroyuyki Miyamaru[5], Takeyoshi Sunagawa[6], Eisuke Minehara[7], Kouzou Katuyama[8]
[1]University of Fukui, [2]Kyoto Univ. Research Reactor Institute, [3]Osaka Univ. [4]Kyushu Univ., [5]Osaka Prefecture Univ., [6]Fukui. Univ. Technology. [7]WERC, [8]JAEA

# 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業
# 廃止措置研究・人材育成等強化プログラムにおける人材育成活動
# (6)福島高専「廃炉に関する基盤研究を通じた創造的人材育成プログラム -高専間ネットワークを活用した福島からの学際的チャレンジ-」実施状況

The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)
(6) NIT Fukushima College R&D and Education Program for the Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP under the Collaboration of Nationwide NIT colleges, Universities, National Institutes and the Local Private Companies

*實川 資朗、佐藤 正知、芥川 一則、鈴木 茂和
福島工業高等専門学校

**抄録**　多くの高専間の協力、さらに大学、原子力機構、地元企業などの協力を得て、炉内遠隔操作機器開発、性状分析用遠隔操作機器の開発、廃棄物・処理・処分研究、性状分析及び遠隔操作法基盤技術開発、炉内生成物推定、リスク評価を主な項目とする研究開発を通じた人材育成プログラムを、原子力安全などに関する多様な講義、さらに廃炉ロボコンなどの活動を含めて進めている。

**キーワード：廃炉、過酷事故、福島第一原子力発電所、教育プログラム、廃炉ロボコン**

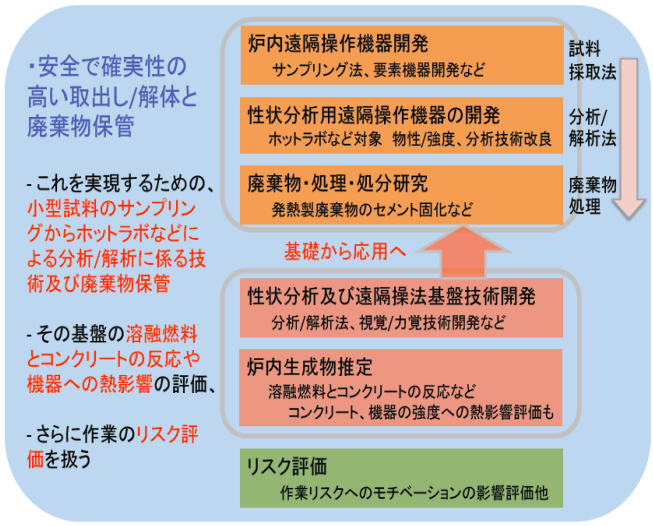
## 1. はじめに

福島高専は、廃止措置事業などに関する「研究開発を通じた人材育成」について、全国の高専からなる高専間ネットワークによる、さらに大学、原子力機構、地元企業などからの支援と協力を頂ける関係を構築してきている。これは地元である福島の復興への学生の意欲、地域の要請(例えば、イノベーションコースト構想)などに応える基盤を形成するものである。これまで文科省の「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」の FS 事業を受託し(H26 年度)、廃止措置に資することを目的とした、「研究開発を通じた課題解決型の人材育成」を進めた。H27 年度からは、紹介する本プログラム(5 年間)を開始した。

## 2. 研究開発を通じた人材育成について

高専などの教育機関が対処できる事柄を考慮すれば、溶融/凝固燃料などの取出しのための大型機器の開発よりは、そのような技術の構築に資する基盤的な課題を中心とすることが適当と考え、炉内状況把握のためのサンプリング技術などに向けた(i)炉内遠隔操作機器の開発、取出したサンプルなどの放射性物質の分析/解析技術に資する(ii)性状分析用遠隔操作機器の開発、取出した発熱性廃棄物などの安全な保管技術に資する(iii)廃棄物・処理・処分研究を取り上げることとし、さらに、これらの課題の基礎領域として、(iv)性状分析及び遠隔操作法基盤技術開発、及び(v)炉内生成物推定を設定した。加えて、社会科学的アプローチの一つとして、作業安全とモチベーションの関係の解析方法を扱う(vi)リスク評価を設定した。

本プログラムにおいては、溶融燃料とコンクリートの反応生成物の検討、また被削性を含む物性、強度特性を小型の試料(サンプル)から評価する手法の検討を行う。これらを基礎として、この結果を廃棄物の保管、ホットラボ機器の高度化、サンプルの切出しなどの応用的な領域に適用する。このようにして、全体として、サンプルの取りだしから評価までに必要になる手法や技術を、ホット試験技術の範囲に焦点を当てつつ扱うものである。もちろん、ここでの技術は、ホット試験よりも規模が大きい廃炉の解体作業などへの適用も期待できよう。これらの関係を図に示す。なお、並行して、文理統合的なアプローチを用いた作業リスクに関する課題も進める。




このような研究開発では、学生が重要な役割を担い、様々な課題に取り組む体験を数年間にわたり課す(課題解決型教育)。これが「人材育成」の主な部分となるが、このような活動への導入や動機付けとして、低学年から原子力安全、廃炉と社会に関わりなどについて、講義や実習を数年間かけて行う。これをさらに効果的に進めるべく、「廃炉ロボコン」、海外を含むインターンシップを行うプログラムとしている。

*Shiro Jitsukawa, Seichi Sato, Kazunori Akutagawa and Shigekazu Suzuki　NIT Fukushima college

Planning Lecture | Board and Committee：Ethics Committee

Fri. Sep 9, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M Kumume City Plaza - Assembly Room 3

## [PL3M] Mission and Relation to Society as a Nuclear Experts Looking Back on Fukushima Daiichi Nuclear Plant Accident, Think Again about Ethics as Researchers and Engineers

Chair: Kyoko Oba (JAEA)

[PL3M01] Crisis and Post-crisis Responses against the Fukushima Nuclear Power Plant Accident
Reflections of a Nuclear Disaster Expert

*Shunichi Yamashita[1] (1.Nagasaki Univ.)

---

[PL3M02] Discussion

## 倫理委員会セッション「原子力の専門家としての使命と社会との係わり方 —福島事故を振り返り、改めて研究者・技術者としての倫理について考える—」

# （1）福島原発事故非常事態とその後の対応：一原子力災害専門家の反省

(1) Crisis and Post-crisis Response against the Fukushima Nuclear Power Plant Accident: Reflection of A Nuclear Disaster Expert

山下 俊一[1,2]

[1]長崎大学、[2]福島県立医科大学

福島の地において原子力災害医療に正対してきた一専門家として、日本原子力学会会員各位の前で、倫理的観点も含めて自己評価する事は大変難しい問題です。しかし、「覆水盆に返らず」の連続であったとしても、被ばく医療の道を歩む大学人として、自らの言動を反省する機会を与えられたことに感謝申し上げます。その上で、良きにつけ悪しきにつけ自分自身を教材として原子力災害医療に係る後継人材の育成に努める大きな責任があると考えています。すなわち、「歴史に学ぶとは、現在を真摯に生き、将来への責任を担うこと」に繋がると考え、東日本大震災とその後の福島原発事故を経験した私たちの行動規範と、クライシス・ポストクライシスの両期における放射線健康リスクへの対応から福島の現状と課題を共考し、最後に、2016 年 4 月長崎大学に平時にも係らず、学長直轄の原子力災害対策戦略本部を何故発足させたのかについてもご紹介したいと思います。

はじめに、71 年前に、広島市と長崎市では人類史上初の核戦争があったのです。そして、大量被爆の前では、医師や関係者は全く無力で茫然自失したのです。原爆被爆という鮮烈な印象から、放射線や放射能に対する先入観や偏見、そして風評被害が問題視される一方で、その惨劇の記憶が薄れ、風化から無関心へと流れる傾向も深刻です。この間、東西冷戦構造時代のおびただしい数の核実験と核兵器開発競争、その中での放射線防護や放射線リスクへの対応と放射線影響研究が行なわれてきました。

1950 年以降放射線影響研究所が、原爆被爆者約 12 万人をコホートとする長期健康影響調査を開始し、1958 年第一回原爆後障害研究会が開催され、その後広島と長崎で交互に毎年開催されています。放射線影響研究や放射線災害医療に係る専門家は限られた陣容ですが、海外では、国際原子力機関 IAEA、原子放射線に関する国連科学委員会 UNSCEAR、さらに国際放射線防護委員会 ICRP の放射線リスク評価から種々の防護措置などが勧告されています。すなわち福島原発事故以前から、現実問題として原子力や放射線事故の医学的対応面では、世界保健機関 WHO が緊急被ばく医療ネットワーク下で準備と対応をしてきました。

原発事故に遭遇する前から、緊急時被ばく状況から現存被ばく状況、さらに計画的な被ばく状況下における防護措置に対する国際的なコンセンサスが存在していました。しかし、放射線の健康リスクを正しく理解し、その科学的エビデンスと疫学データを正確に説明できる専門家は少数でした。特に、医療被ばくの正当化の問題と、無益無用な被ばくを避ける為の閾値無し直線関係（LNT 仮説）の防護面での理論を理解する為には、放射線生物学や遺伝学、そして疫学から規制科学への幅広い洞察力が不可欠となります。

しかし、原発事故前には、放射線防護に関する国民的なコンセンサスは得られていない状況にあったことは自明であり、突然事故後の混乱と混迷に、緊急被ばく状況やその後の現存被ばく状況での線量参考レベルが提示されても、被災住民に限らずその理解は困難であったと言えます。そのような混乱の中で、政府指示による避難住民のみならず全県民を対象とした健康見守り、すなわち健康管理調査事業の検討が、事故 2 ヶ月後の 5 月には福島県立医科大学と県が主導性を発揮し、国の復興支援の中で始まりました。全県民を対象とした基本調査（初期 4 ヶ月間の外部被ばく線量推計の為の郵送調査）と、避難住民を中心と

する詳細調査が開始されていますが、未曾有の事故遭遇によるストレス、環境汚染に伴う二次被害への不安など、慢性生活習慣病の増加のみならず、精神・心理社会的影響も大きいものがあります。特に、甲状腺検診の現状と課題解決が重要となり、超音波検査の妥当性と継続性については引続き協議が必要です。基本調査の推計結果から外部被ばく線量は十分に安全なレベルにあり、また体内被ばくも阻止されていることが測定結果から報告されています。国際機関との円滑な連携事業の下で、これら放射線のリスクが正当に評価され、福島県の復興と再生に向けた着実な取組みが支援されていますが、これらの調査結果は、定期的に福島県立医科大学放射線医学県民健康管理センターの「県民健康調査報告書」に更新されています（http://fukushima-mimamori.jp）。しかし、今なお、一般住民における低線量被ばく、とりわけ微量慢性被ばくによる健康影響への不安と恐怖は払拭されず、環境モニタリングと食の安全モニタリングに加えて、県民健康管理事業を含む健康モニタリングと住民サービス提供が益々重要となっています。

私たち自身の体験からも、チェルノブイリ原発事故と福島原発事故の相違点に着目し、放射線健康リスクと防護基準の考え方の違いを説明してきましたが、国民の科学リテラシーの向上と、科学コミュニュケーションに関する医療関係者の係り方も向上させる必要があります。

未曾有の原子力災害に遭遇し、倫理的な視点からその行動規範を反省する一助として、福島原発事故の最前線で奮闘した医療人の生の言葉、それが「放射線災害と向き合って」（ライフサイエンス社、2014 年）に凝縮されていますし、福島県立医科大学の活動記録集「いのちの最前線」（http://www.fmu.ac.jp/univ/dbook/#page=1）に総括されています。本年、すでにチェルノブイリ原発事故から 30 年、福島原発事故から５年を経過し、現代科学技術社会における光と影を熟考すればこそ、何故平時から原子力対策戦略本部という構想が必要なのか、災害サイクルの視点と放射線健康リスクから理解を深めて頂ければ幸甚です。

参考文献

1. Yamashita S: Tenth Warren K. Sinclair keynote address: the Fukushima nuclear power plant accident and comprehensive health risk management. ***Health Phys*** 106(2): 166-180, 2014
2. Suzuki K, Mitsutake N, Saenko V, Yamashita S: Radiation signatures in childhood thyroid cancers after the Chernobyl accident: possible roles of radiation in carcinogenesis. ***Cancer Sci*** 106(2): 127-133, 2015
3. Yamashita S, Takamura N: Post-crisis efforts towards recovery and resilience after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident. ***Jpn J Clin Oncol*** 45(8): 700-707, 2015
4. Hasegawa A, Tanigawa K, Ohtsuru A, Yabe H, Maeda M, Shigemura J, Ohira T, Tominaga T, Akashi M, Hirohashi N, Ishikawa T, Kamiya K, Shibuya K, Yamashita S, Chhem R: Health effects of radiation and other health problems in the aftermath of nuclear accidents, with an emphasis on Fukushima. ***Lancet*** 386(9992): 479-488, 2015
5. Ohtsuru A, Tanigawa K, Kumagai A, Niwa O, Takamura N, Midorikawa S, Nollet K, Yamashita S, Ohto H, Chhem R, Clarke M: Nuclear disasters and health: lessons learned, challenges, and proposals. ***Lancet*** 386(9992): 489-497, 2015
6. Takamura N, Orita M, Yamashita S, Chhem R: After Fukushima: collaboration model, ***Science*** 352(6286): 666, 2016

Shunichi Yamashita[1, 2]

[1]Nagasaki University, [2]Fukushima Medical University

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

# [PL3M] Mission and Relation to Society as a Nuclear Experts

Looking Back on Fukushima Daiichi Nuclear Plant Accident, Think Again about Ethics as Researchers and Engineers

Chair: Kyoko Oba (JAEA)

Fri. Sep 9, 2016 1:00 PM - 2:30 PM  Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

## [PL3M02]Discussion

ご自身も被曝二世でいらっしゃり、内分泌・甲状腺、放射線医療科学を専門となさる山下俊一先生は、チェルノブイリ発電所の事故後に何度も現地に足を運ばれ、小児甲状腺癌の調査および治療に当たられた。その豊富なご経験および研究者としての信念に基づかれ、福島事故直後から現在に至るまで、積極的にご活動されている。しかしながら、先生のご発言が一部の国民の反発を受けたのもまた事実であった。
しかし、そうした状況に怯むことなく、科学の確信をもって福島での活動を続けられ、今現在も自らの信念に従って活動なさっている山下先生から、
①研究者とはどうあるべきか（研究者の責任）
②強い使命感（意思）を支えたものはなにか
③今後への思い（一般者への情報開示等に対する教訓やさらなる活動，原子力学会への期待について）
をお話しいただき、改めて原子力学会会員が社会の中でどのように立ち振る舞うべきかについて、フロアの皆さんも交えたディスカッションを行う。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology/203-2 Beam Measurements

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [3N01-05] Accelerator and beam technologies

Chair: Heishun Zen (Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

### [3N01] Development of 10 MeV Ridgetron

*Noriyosu Hayashizaki[1], Aki Murata[2], Shota Ikeda[2], Hideaki Yamauchi[3] (1.IIR, Tokyo Tech, 2.Tokyo Tech, 3.TIME)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

### [3N02] Four-beam IH-RFQ cavity design

*Shota Ikeda[1], Aki Murata[1], Noriyosu Hyashizaki[2] (1.Tokyo tech, 2.Tokyo tech Institute of Innovative Research)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

### [3N03] Beam diameter reduction by improvement of an extraction condition in a compact ion microbeam system

*Takeru Ohkubo[1], Yasuyuki Ishii[1] (1.QST)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

### [3N04] Design of an S-band electron linac for compact neutron sources

*Aki MURATA[1], Shota Ikeda[1], Brian O'Rourke[3], Noriyosu Hayashizaki[2] (1.Tokyo Institute of Technology , 2.Tokyo Institute of Technology Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, 3.National Institute of Advanced Industrial Science and Technology)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

### [3N05] Bunch compression study for generation of ultrashort electron beams

*Itta Nozawa[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1] (1.ISIR)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

### Time reserved for Chair

# １０ＭｅＶリッジトロンの開発

## Development of 10 MeV Ridgetron

*林崎 規託[1]，村田 亜希[2]，池田 翔太[2]，山内 英明[3]
[1]東工大研究院，[2]東工大院，[3]タイム

電子線滅菌用の高周波電子加速器として，高い処理能力のために 100 kW 以上のビームパワーを出力できる性能をもつ，リッジトロン 10 MeV 実用機の開発をおこなっている。
**キーワード**：電子線滅菌，リッジトロン

### １．緒言

医療機器や衛生用品に安全と安心を与えるために，増殖性の微生物を除去する「滅菌」という技術が利用されている。電子線滅菌法は放射線滅菌の一つであり，加速器のスイッチ ON/OFF で管理でき，温度上昇がほとんどなく，フィルム包装やプラスチック容器に対応が可能で，最終包装，梱包のまま瞬時に処理ができる特長がある。これまでは注射器などの医療機器や医薬品容器，実験用器材などの滅菌を中心に利用されてきたが，近年では電子線滅菌を用いた医薬品（無菌製剤）の製造も厚生労働省により承認され始めている。

医療機器の電子線滅菌では 25 kGy が標準的な滅菌線量とされている。この線量を満たし，ダンボールなどによる梱包状態のままでも照射可能な透過深度を確保し，かつ被照射物の放射化を回避する，実用的な電子線エネルギーは 5 ～10 MeV とされ，近年では照射品質の観点から 10 MeV の利用がスタンダードになっている。したがって，高周波型の電子加速器が必須であり，最もポピュラーで長い歴史をもつ電子線形加速器と，これに対して 10 倍以上の処理能力をもつことで業界標準となったロードトロンの利用が普及している。本研究は，電子線滅菌用の高周波電子加速器として，高い処理能力のために 100 kW 以上のビームパワーを出力できる性能をもつ，リッジトロン 10 MeV 実用機を開発するものである。

### ２．リッジトロン

リッジトロンは，円筒形の高周波空洞共振器の内部に，リッジと呼ばれる 2 本の電極が向かい合って取り付けられた，リッジ付加速空洞を利用しており，電子加速器として，①リッジ電極の部分に高周波電場が集中するため効率が高い，②リッジ電極を持たない通常の加速空洞と比較して共振周波数が低い，③リッジ電極の形状変化により電磁場分布の最適化が容易，という特徴をもつ。電子銃より引き出され，ビーム収束用のソレノイドレンズを通過して加速空洞に入射した電子ビームは，リッジ電極の内部を加速ギャップに向けて進み，最初の加速がおこなわれる。そのまま直進して加速空洞を通り抜けた電子ビームは，偏向電磁石によって加速空洞の方向に反転され，再び加速ギャップに到達する。このとき半周期の時間経過により高周波電圧の位相が反転しているため再加速がおこなわれ，以降同様に加速が連続的に繰り返される。

### ３．１０ＭｅＶ実用機の開発

リッジトロン 10 MeV 実用機は，過去に開発され原理実証試験に成功した 2.5 MeV プロトタイプ機の技術をベースに設計がおこなわれた。加速エネルギーがプロトタイプ機の 4 倍になることから，実用機では加速空洞が長くなり，偏向電磁石の台数も増加する。大電力真空管（Eimac/CPI 4CW150000E）を使用した高周波源（動作周波数 100 MHz，定格ピーク出力 450 kW）の仕様に基づき，加速電圧と空洞損失の関係の最適化をおこない，電子ビームの加速回数が 11 回のデザインを得た。ビーム電力と空洞損失のピーク値の和は 406 kW であり，定格ピーク出力 450 kW に対して約 10 %の余裕を有している。そして，デューティ 50 % のパルス運転をおこなうことで，平均ビーム電力として 100 kW 以上を出力可能である。

### 謝辞

本研究の一部は国立研究開発法人科学技術振興機構（JST）の研究成果最適展開支援プログラム（A-STEP）の支援によって実施されました。

---

*Noriyosu Hayashizaki[1], Aki Murata[2], Shota Ikeda[2], Hideaki Yamauchi[3]
[1]IIR, Tokyo Tech, [2]Tokyo Tech, [3]TIME

# 4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の空洞設計

## Four-beam IH-RFQ cavity design

*池田　翔太[1]，村田 亜希[1]，林崎 規託[2]
[1]東工大院，[2]東工大研究院

低エネルギー大強度重イオン加速を目的とした 4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の原理実証機について、ビーム軌道解析と高周波電磁場解析による物理設計、高周波発熱による電極の変形を抑えるための冷却水路設計、これらを総合した加速空洞の全体設計をおこなった。

**キーワード：**IH-RFQ 線形加速器、マルチビーム加速、イオンビーム加速技術

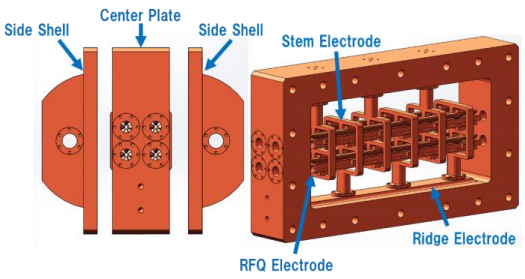
### １．緒言

RFQ（高周波四重極）線形加速器は空洞内部に対向する 4 つの電極を備えており、その間に四重極電場を発生させることでビーム集束をおこなう。また、各電極の先端にモジュレーション（凹凸の波形）を徐々に与えることで、ビームの進行方向にも電場成分が生じ、イオン源から入射した直流ビームをバンチング（集群化）しながら加速することができる。これらの特徴から、低エネルギーの大強度イオンビーム加速に適しており、大型加速器の入射器や小型中性子源用加速器として用いられている。しかし、イオンビームの空間電荷効果はビーム電流量に比例し、ビーム速度の 2 乗に反比例する性質があり、さらに四重極電場の強度にも上限があることから、従来の RFQ 線形加速器では 100 mA 級の重イオンビーム加速が困難であった。

その解決策として、大強度ビームを複数のビームに分割することで空間電荷効果の影響を緩和させ、1 台の加速器で同時加速した後に分割ビームを再び統合する、マルチビーム RFQ 線形加速器のアイディアがあり、実際に東京工業大学において 2 ビーム IH-RFQ 線形加速器が開発され、108 mA（ビーム 1 本あたり 54 mA）の炭素ビーム加速に成功している[1]。本研究は、さらなる発展型として 4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の原理実証機を開発し、高強度重イオンビーム加速の実現と特性解明を目的としている。

### ２．設計結果

RFQ デザインコード RFQUICK と粒子軌道計算コード PARMTEQM により RFQ 電極パラメータを検討し、運転周波数 48 MHz において、ビーム 1 本あたり 40.2 mA の炭素ビームを 3.6 keV/u から 41.6 keV/u まで加速する結果を得た。これをもとに 3 次元高周波電磁場解析をおこない、全長 650 mm の加速空洞を設計した。また、高周波損失による発熱の分布や、それに伴う電極の変形量も解析し、複雑な形状をもつステム電極内部に冷却水路を設計した。




4 ビーム IH-RFQ 線形加速器

### ３．今後の予定

現在、設計結果を総合した原理実証機の製作を進めており、その完了後は低電力試験として共振周波数、Q 値、電場分布を測定し、設計値との比較検証と最終調整をおこなう。そして最終的には、並行して開発中の 4 ビームレーザーイオン源と組み合わせたマルチビーム加速試験を計画している。

### 参考文献

[1] T. Ishibashi, N. Hayashizaki, and T. Hattori Phys. Rev. ST Accel. Beams 14, 060101 (2011)

---

*Shota Ikeda[1], Aki Murata[1], Noriyosu Hayashizaki[2]
[1]Tokyo Tech, [2]IIR, Tokyo Tech

# 小型イオンマイクロビーム装置の引出条件の改良によるビーム径縮小

Beam diameter reduction by improvement of an extraction condition in a compact ion microbeam system

*大久保　猛[1]，石井　保行[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

数百 keV プロトンマイクロビームを形成する小型イオンマイクロビーム装置において、イオン源からのビーム引出部の電極間距離をこれまでより短くする改良を行った結果、ビーム径 1.8μm を形成できた。

**キーワード：**マイクロビーム，加速レンズ，PBW，PIXE

大型装置により形成される MeV 級プロトンビームによる加工及び分析技術は、1μm レベルの空間分解能による微細構造体製作や微量元素分布計測を可能にし、Lab-On-Chip 製作や生物細胞の高空間分解能分析を通じて医療分野や食品衛生分野への貢献が期待されている。しかし、大型装置ではこれらの技術の普及は困難であることから、この解決策として、量研機構高崎研では数百 keV 級の小型イオンマイクロビーム装置の研究開発を行っている[1]。この装置では加速機能と集束機能を同時に発揮できる加速レンズとデュオプラズマトロン型イオン源を用いており、このレンズ系ではイオン源からの引出ビーム、即ち入射ビームのエネルギーをより小さくした方がより大きな縮小率を得ることができる[2]。しかし、イオン源の引出電圧を小さくすると、電場が弱くなることにより入射ビームの輝度が低下するため、最終的なマイクロビーム形成に必要である高品質なビーム成分が少なくなる問題があった。

そこで本研究では、イオン源のビーム引出に関与しているアノード電極と引出電極の間の距離をこれまでより短くすることで、より小さな引出電圧を印加しても同等の引出電場を生成できるようにした。これにより、入射ビームの輝度の向上を行い、加速レンズ系の縮小率を増強してビーム径の縮小を図った。放電耐圧等を考慮して電極間距離をこれまでの三分の二程度にした結果、図１に示すようにビーム径が 5.8μm から 1.8μm へとおよそ三分の一に縮小した。これは、入射ビームのエネルギーの縮小により想定される縮小率増大の効果を上回る結果である。その一つの要因として、電極間距離が短くなったことにより、ビームがそこを通る際に起こる中性ガスとの衝突が減少したことで、より高品質なビームが引き出されて最終的に形成するマイクロビームのハロー成分が小さくなったことが考えられる。詳細は当日発表する。

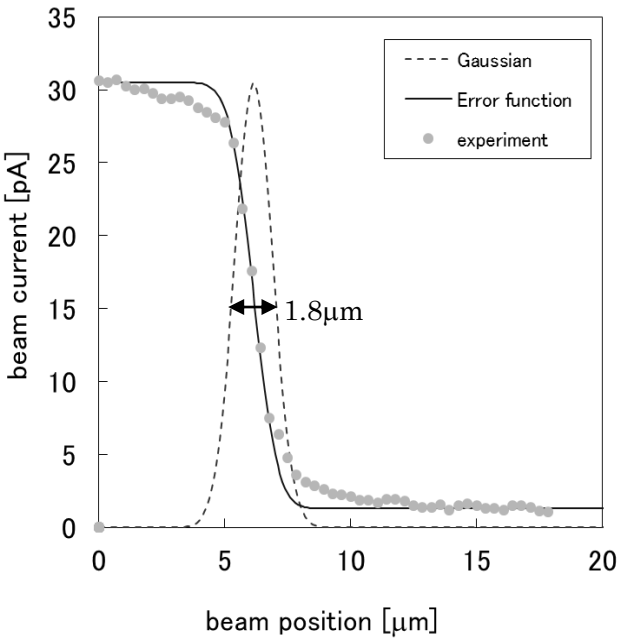



図１：ナイフエッジ法を用いたビーム径測定データとフィッティングの結果

**参考文献**

[1] T. Ohkubo and Y. Ishii: Rev. Sci. Instrum., 86, 036102 (2015).

[2] T. Ohkubo, Y. Ishii, Y. Miyake and T. Kamiya: AIP Conf. Proc., 1525, 370 (2013).

*Takeru Ohkubo[1] and Yasuyuki Ishii[1]

[1] National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (QST)

# 小型中性子源用Sバンド電子リニアックの設計

Design of an S-band electron linac for compact neutron sources

*村田　亜希[1]，池田　翔太[1]，林崎　規託[2]，Brian O'Rourke[3]

[1]東工大院，[2]東工大研究院，[3]産総研

核物質の核種分析などの用途のために，運転周波数がSバンド（2.856 GHz）の電子リニアックと$^{9}$Beターゲットの組み合わせによる小型加速器中性子源の開発を進めている。

**キーワード：**光核反応，Sバンド電子リニアック，$^{9}$Beターゲット，核セキュリティ

## １．緒言

核不拡散・核セキュリティのための取り組みのひとつとして，貨物などに隠された核物質や放射性物質を検知し，その不法移転を防止するプロジェクトが国際的に展開されており，放射線ポータルモニターや放射線スキャンなどによる非破壊検査が国境や港湾を中心におこなわれている。検知した核物質の，さらに詳細な核種分析のためには，ガンマ線や中性子線をプローブとして照射することにより生ずる共鳴散乱や核分裂中性子を計測する必要があることから，本研究では電子リニアックを用いた小型加速器中性子源の開発を進めている。

## ２．基本仕様

加速器駆動型の小型中性子源は，①陽子加速器とリチウムまたはベリリウムターゲットの組み合わせによる陽子核反応，あるいは，②電子加速器とタンタルまたは鉛ターゲットの組み合わせによる光核反応を利用するタイプに大別される。そして，後者の光核反応のターゲット材料としては，一般的に反応断面積の大きい重金属が利用されるが，特定の原子核では比較的低いエネルギーで中性子が直接的に発生する場合があり，$^{9}$Beの中性子発生しきいエネルギーは1.67 MeVとなっている。これは代表的な重金属ターゲットである鉛のしきい値エネルギーの 1/4 以下である。そこで本研究では，小型化が可能な電子リニアックと$^{9}$Beターゲットの組み合わせを採用することにした。中性子発生量は市販されているD-T中性子管と同等の$10^{8}$～$10^{9}$ n/s以上を目標としている。加速器の小型化のためには，$^{9}$Beの光核反応のしきい値近くのエネルギーを用いることが好ましいが，入射光子エネルギーが5 MeV程度のときに200 keVのD-T反応と同程度の中性子収量となる[1]。また，その場合の発生中性子はMeVオーダーの高速成分も含むことから，減速材により適切なエネルギーまで減速させてから核物質を測定する。

## ３．電子リニアック

小型電子リニアックとしては，医療・産業分野で利用実績のある，運転周波数が2.856 GHzのSバンド高周波電子銃（RF-Gun）を採用した。その基本構造は，フォトカソード型 RF-Gun として全長 245mm で5.5 MeVの電子ビームを加速した実績がある[2]。しかし，フォトカソードのパルス繰り返しはレーザーの性能に依存するため，本研究では高繰り返し運転が可能な熱陰極型に方式と構造を変更した。加速エネルギーは5 MeVと10 MeVの2種類について設計し，$^{9}$Beの光核反応による中性子発生量とともに，小型加速器中性子源としての得失を比較評価した。

## 参考文献

[1] M. R. Hawkesworth, Atomic Energy Review 15 (1977) 169-220.

[2] N. Terunuma, A. Murata et al., Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 613 (2010) 1-8.

---

*Aki Murata[1], Noriyosu Hayashizaki[2] and Brian O'Rourke [3]

[1] Tokyo Institute of Technology, [2] Institute of Innovative Research(IIR), Tokyo Institute of Technology, [3]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

# 超短パルス電子ビーム発生のためのバンチ圧縮の研究

Bunch compression study for generation of ultrashort electron beams

*野澤一太[1]、菅晃一[1]、楊金峰[1]、近藤孝文[1]、神戸正雄[1]、吉田陽一[1]

[1]大阪大学産業科学研究所

本研究では、General Particle Tracer (GPT) code を使用して、フェムト秒・アト秒のパルス幅を持つ電子ビームの発生に不可欠なバンチ圧縮条件を検討した。当日は GPT シミュレーションの結果及び阪大産研における超短パルス電子ビーム発生・計測実験の現状を報告する。

**キーワード：**バンチ圧縮、超短パルス電子ビーム、ビームトラッキングシミュレーション

## 1. はじめに

阪大産研では、レーザーフォトカソード RF 電子銃・磁気パルス圧縮器を用いて超短パルス電子ビームを発生することで、フェムト秒パルスラジオリシス法の時間分解能の向上を目指している。また、これまでに利用拡大を目指した RF 電子銃ライナックの移設・アップグレードを行ってきた[1]。本研究では、移設後のライナックについて、バンチ圧縮条件を General Particle Tracer (GPT)[2]を用いて検討するとともに、超短パルス電子ビーム発生・計測実験を行い、パルス幅の評価を実施した。

## 2. ビームトラッキングシミュレーション

以下では、阪大産研のレーザーフォトカソード RF 電子銃ライナックを対象にビームトラッキングシミュレーションを実施した結果を示す。ビーム軌道計算には GPT を使用し、空間電荷効果を考慮したシミュレーションを行っている。また、計算に用いたフォトカソード RF 電子銃・ソレノイド・加速空洞に関しては、Poisson/Superfish[3]で計算した電磁場を採用している。また、マクロ粒子数は 10000 個とした。

図 1 に、磁気パルス圧縮器出口（0.15 m）での縦方向位相空間分布の例を示す。縦方向位相空間分布から、rms パルス幅を計算すると 7.7 fs となった。本ライナックでは、アーク型の磁気パルス圧縮器に六極電磁石を配置することで、二次効果によるパルス幅の増加を抑制している。また、カソードの励起に用いるレーザーのパルス幅が rms で 60 fs と短く電荷量も 1 pC と小さいことから、縦方向エミッタンスや空間電荷効果によるパルス幅の増長も抑制されていると考えられる。しかし、図 1 に示した計算結果は電磁石の磁場や径方向のエミッタンスに関して十分な最適化ができておらず、径方向エミッタンスは 0.18 mm-mrad 程度となっている。径方向エミッタンスもパルス幅の増長に寄与するため、今後は径方向を含む圧縮条件の最適化を図る予定である。また、当日は、GPT でのシミュレーション及び超短パルス電子ビーム発生・計測実験について報告する。

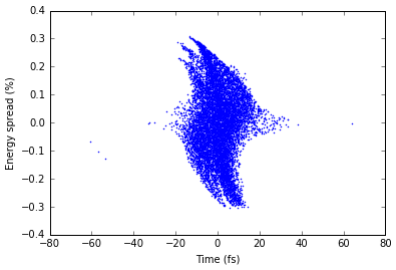



図 1 縦方向位相空間分布

### 参考文献

[1] J. Yang et. al., Proc. PASJ, SAP118 (2014). [2] http://www.pulsar.nl/gpt/ [3] J.H. Billen, L.M. Young, Proc. PAC-93, p. 790 (1993).

---

*Itta Nozawa[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1]

[1]ISIR, Osaka University

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-2 Beam Measurements/203-4 Synchrotron Orbital Radiation, Laser

Fri. Sep 9, 2016 10:50 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [3N06-09] Measurement and analysis

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3N06] Development of laser spectroscopic apparatus for trace analysis in plasma

*Daisuke Ishikawa[1], Kyunghun Jung[1], Yuta Yamamoto[1], Shuichi Hasegawa[1] (1.the Univ. of Tokyo)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3N07] Backscatter x-ray imaging with table-top 0.9 MeV C-band electron accelerator

*Hiroyuki Toyokawa[1], Takeshi Fujiwara[1], Shinichi Mandai[2], Hidenori Isa[2], Kazuya Ohashi[3], Atsushi Yamazaki[3], Kenichi Watanabe[3], Akira Uritani[3] (1.AIST, 2.BEAMX, 3.Nagoya University)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3N08] Study on LCS Gamma-ray Beam Profile Monitor by Using Conventional 2D-FPD

Hideaki Ohgaki[1], *Heishun Zen[1], Shinya Fujimoto[2], Daiki Kanai[2], Shuji Miyamoto[3], Hiroaki Utsunomiya[4] (1.Kyoto University, 2.Pony Industry Co.,Ltd., 3.University of Hyogo, 4.Konan University)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3N09] Measurement of electron beam using interferometer and photoconductive antenna

*Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Itta Nozawa[1], Yoichi Yoshida[1] (1.ISIR, Osaka Univ.)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# プラズマを利用したレーザー分光分析の開発

Development of laser spectroscopic apparatus for trace analysis in plasma

*石川 大裕[1]，鄭 京勲[1]，山元 祐太[1]，長谷川 秀一[1]，
[1]東大院工

東京電力福島第一原子力発電所の事故により発生した放射性廃棄物を分析するために，高電圧印加による放電プラズマとレーザーを用いた分光分析システムを構築している。これにより様々な試料の分析を可能にするものである。さらに放電ガスとして He・Ne・Ar を用いての放電を行い，電離気体がレーザー光を吸収することを確認し，本システムの基本的特性を検討した。

**キーワード：** レーザー，放電プラズマ，希ガス

直流高電圧印加により発生したプラズマ中では,電子衝突により，原子の様々なエネルギー準位への励起が可能である。これにより，励起準位間の光遷移を利用できること期待される。そこでプラズマ発生が可能な真空セルの製作を行った(図 1)。このセルにより,配管を通じて気体試料の導入が可能になる上に，液体・固体試料も放電電極上に塗布することで導入できるようになる。バッファガスとして,希ガスである He・Ne・Ar を導入してそれぞれの放電を確認した。本研究では吸収分光を用いた分析手法の開発を目指している。今回提案したシステムの機能を確認するために，Ne と Ar プラズマのレーザー光吸収の測定を行った。吸収遷移としては, Ne プラズマ(遷移：$2p^5(^2P°_{3/2})3s\ ^2[^3I_2]° \rightarrow 2p^5(^2P°_{3/2})3p\ ^2[^1I_2]$)及び Ar プラズマ(遷移：$3p^5(^2P°_{3/2})4s\ ^2[^3I_2]° \rightarrow 3p^5(^2P°_{1/2})4p\ ^2[^3I_2]$)[1]を用いた (図 2・3)。特に Ne は Ne-20 (90 %)，Ne-22 (10 %)という同位体が存在し，各同位体からの信号が期待される。本装置により取得したスペクトル信号に対してガウシアンフィッティングを行った結果, それぞれの同位体由来の信号が得られ, その同位体シフトは 1.29 GHz であった。今後は Ar を放電ガスとして，試料の吸収を確認する予定である。

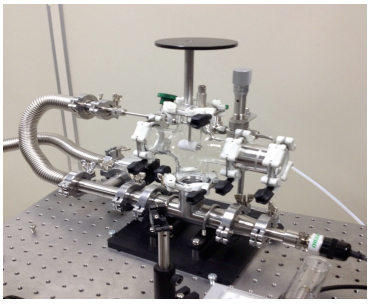


図 1　製作したプラズマセル

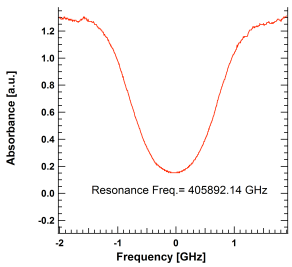



図 2　Ar の吸収信号

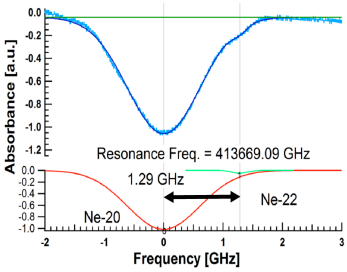



図 3　Ne の吸収信号

**参考文献**

[1] NIST Atomic Spectra Database Lines Form

*Daisuke Ishikawa[1], Jung Kyunghun[1] , Yuta Yamamoto[1] and Shuichi Hasegawa[1]
[1] Univ. of Tokyo.

# 0.9 MeV テーブルトップ C バンド電子加速器を用いた後方散乱 X 線イメージング

Backscatter x-ray imaging with table-top 0.9 MeV C-band electron accelerator

*豊川弘之[1]，藤原　健[1]，萬代新一[2]，伊佐英範[2]，大橋和也[3]，山崎　淳[3]，渡辺賢一[3]，瓜谷章[3]
[1]産総研，[2]BEAMX，[3]名古屋大学

0.9 MeV テーブルトップ C バンド電子加速器を開発し、X 線発生装置としてシステムを構築した。コンクリート構造物内部を可視化する目的で後方散乱 X 線を用いたイメージング手法の開発に取り組んでいる。加速器の詳細および鉄筋コンクリートブロックを用いたイメージング実験について紹介する。

**キーワード**：X 線，後方散乱，インフラ診断

## 1. 緒言

国内の道路橋（2m以上）は約 70 万橋あり、竣工後 50 年以上の割合は、現在 16%程度であるが、10 年後に 40%、20 年後に 65%と飛躍的に増加する。これらの 7 割は地方の市区町村の管轄下で保守・点検・改修が行われているが、財源等の不足によって維持管理が難しくなっている。特に我が国では塩害による鉄筋腐食、融雪剤による道路床版の劣化、プレストレストコンクリートを固定する PC 鋼材の破断などの事例が多く、これらの早期診断技術が求められている。

## 2. 研究内容

我々は道路橋やトンネルなどの重要な社会インフラを放射線計測と電子加速器技術を用いて検査する技術を開発している[1]。X 線の利点である高精細画像と、電磁波レーダーの利点である片側アクセシビリティの簡便性を併せ持つ後方散乱 X 線イメージング装置を開発し、道路床版や橋梁の検査等で利用できるように小型・軽量なシステムとすることが目標である。そのために電子加速器をベースとした管電圧 900 kV のテーブルトップ C バンド X 線源システム（図 1)、及び一次元マルチスリットを用いた新規・X 線検出器を開発している。

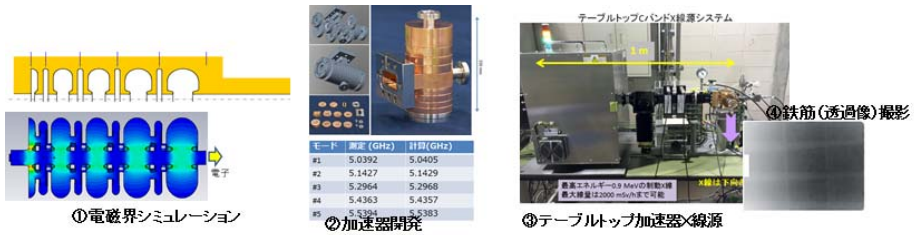



**図 1　0.9 MeV – C 帯（5.3 GHz）電子加速器ベースの X 線源**

## 3. 結論

電磁界シミュレーションソフトを用いて設計した C バンド電子加速空洞に RF 入力カプラーや真空引きポートを取り付け、ロウ付けによって加速部を製作した。当該加速部に 5.3 GHz、ピーク出力 600 kW のマイクロ波を投入して実際に電子加速を行ったところ、ピーク電流 400 mA の電子銃を装着して duty 0.1%の条件で、線源から 1 m の地点で最大線量 2 Gy/h を得た。講演では検出器システムの説明と、後方散乱 X 線イメージング実験の結果について報告する。

## 参考文献

[1] 豊川他、第 63 回応用物理学会春季学術講演会、平成 28 年 3 月 22 日、東工大

---

*Hiroyuki Toyokawa[1], Takeshi Fujiwara[1], Shinichi Mandai[2], Hidenori Isa[2], Kazuya Ohashi[3], Atsushi Yamazaki[3], Kenichi Watanabe[3] , and Akira Uritani[3]
[1]AIST, [2]BEAMX, [3]Nagoya University

# 2 次元 FPD の LCSγ線ビームプロファイルモニタへの応用に関する研究

Study on 2 Dimensional Flat Panel Detector to the LCS gamma-ray Beam Monitor

大垣 英明[1]、*全 炳俊[1]、藤本 慎也[2]、金井 大樹[2]、宮本 修治[3]、宇都宮 弘章[4]
[1]京都大学、[2]ポニー工業、[3]兵庫県立大学、[4]甲南大学

抄録：高エネルギーX 線用 FPD の、装置としての簡便性及びリアルタイムでのイメージングを利用した、LCSγ線用のビームプロファイルモニタへの応用に関して、5 MeV と 17 MeV の異なるエネルギーの LCSγ線に対して行った。

**キーワード：フラットパネル検出器、LCSγ線、ビームプロファイルモニタ**

## 1. 緒言

現在建設中の ELI-NP（ルーマニア）のレーザーコンプトン散乱ガンマ線施設において、ガンマ線ビームのビームプロファイルモニタとして、シンチレータと CCD カメラを組み合わせたモニタが検討されている[1]。更に ELI-NP では産業利用のために、ラジオグラフィや CT 用ビームラインが建設中であり、ここでの空間分解能は 100μm 以下のものが産業界からは要求されている。しかしながら、このような高分解能の高エネルギー用 2 次元検出器は存在しない。我々は、ELI-NP の大線量性を活かして、通常の X 線用 2 次元検出器（Flat Panel Detector, FPD）の使用を提案している。

## 2. 5-MeV 及び 17-MeV の LCS ガンマ線に対する X 線用 2 次元検出器の応答

数 MeV のガンマ線に対して、高空間分解能の画像を得る方法として、検出器における多重散乱が大きな要因であり、検出素子部を可能な限り薄くしてガンマ線との反応を抑える事を考える。このため、検出効率は低下するものの、ELI-NP の線量は非常に大きいため、十分な信号を得ることが可能である。この方針に従い、1mm 厚の CdTe 素子を持つ X 線用 FPD（ポニー工業㈱製 SID-A50）を使用する事にした。まず 5.4 MeV の LCSγ線を UVSOR-III にて発生させ、SID-A50 に照射した。図 1 に 1 ショット（500ms、2 フレーム/秒）での画像を示す。直径 5mm の鉛コリメータを通過した LCSγ線の形状がはっきり確認できる。更にこの画像から、この時の LCSγ線がコリメータ中心から少しずれた位置にあることも見て取れる。なお、画面上のビームサイズはコリメータの位置関係から、約 2 倍の拡大像となっている。17 MeV の LCSγ線に関しては、New SUBARU の LCSγ線を用いて同様の画像取得を行う。

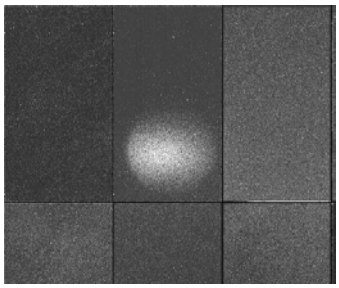


図 1　5.4 MeV LCSγ線のビームプロファイル画像

## 3. 結論

以上のように、数 MeV の LCSγ線のビームプロファイルモニタとして CdTe 素子を用いた X 線用 FPD を利用する事は非常に現実的である。更に分解能に関しても、シンチレータ＋CCD のシステムに劣らないものがシミュレーション結果からも可能と考えられる。本会においては、空間分解能に関するシミュレーション等の結果も含めて報告を行う予定である。

### 参考文献

[1] Weller H R et al. 2016 Rom. Rep. in Phys. 68 S447.

---

Hideaki Ohgaki[1],*Zen Heishun[1], Shinya Fujimoto[2], Daiki Kanai[2], Shuji Miyamoto[3] and Hiroaki Utsunomiya[4]
[1]Kyoto Univ., [2]Pony Industry Co., Ltd., [3]Univ. of Hyogo, [4]Konan Univ.

# 干渉計と光伝導アンテナによる電子ビーム計測

Measurement of Electron Beam Using Interferometer and Photoconductive Antenna

*菅 晃一，楊 金峰，近藤 孝文，神戸 正雄，野澤 一太，吉田 陽一
阪大産研

超短パルス高エネルギー電子ビームは、光源開発や時間分解分光等の応用のために必要とされている。本研究では、干渉計と光電導アンテナを用いた、電子ビーム（35 MeV）のコヒーレント遷移放射（CTR）により得られるテラヘルツパルスの同時測定について述べる。

**キーワード：**マイケルソン干渉計，光電導アンテナ，フェムト秒電子ビーム，テラヘルツ波

## 1. はじめに

フェムト秒・ピコ秒領域のパルス幅を有する電子ビーム[1]は、加速器物理、物理化学の研究に応用されている。同時に、そのような超短パルス電子ビームは、1 ps の逆数が 1 THz に相当するため、テラヘルツ領域（波長~300 μm）の電磁波研究[2-4]にも利用されている。これまでに、フェムト秒電子ビームにより発生させたコヒーレント遷移放射（CTR, coherent transition radiation）のテラヘルツ波をマイケルソン干渉計により測定してきた[4]。しかし、マイケルソン干渉計により得られるテラヘルツ波（電子ビーム）の情報は周波数領域の情報に基づいている。一方、時間領域の測定手法として、電気光学サンプリング[1]等が挙げられる。また、最近では、電気光学サンプリングとは異なる手法で、時間領域で CTR を計測可能な光電導アンテナ（PCA, photoconductive antenna）[5,6]を用いる手法も報告されている。そこで、本研究では、CTR を時間・周波数領域測定（PCA と干渉計を組合せた同時測定）する事により、従来よりも詳細な CTR のテラヘルツ波解析の可能性について研究した。

## 2. 干渉計と光伝導アンテナによる電子ビーム計測

電子ビームからの CTR によるテラヘルツパルスを測定するために、フォトカソード高周波電子銃加速器[3,4]を用いてエネルギー35 MeV、電荷量<1 nC のフェムト秒電子ビーム発生を行った。図 1 に本研究の CTR 測定光学系の構成図を示す。発生した CTR をビームスプリッタ（BS）により分岐し、PCA と干渉計を用いて、CTR を時間・周波数領域測定を行った。発表では、両手法の CTR 同時測定結果の詳細を報告する。

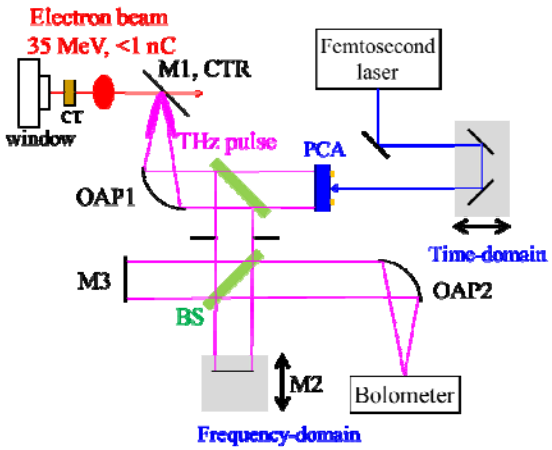



図 1：CTR の測定光学系。M：平面鏡、OAP：非軸放物面鏡、BS：ビームスプリッタ。

### 参考文献

[1] G. Berden et al., Phys. Rev. Lett. 99, 164801 (2007). [2] K. Kan et al., Appl. Phys. Lett. 99, 231503 (2011). [3] I. Nozawa, K. Kan et al., Phys. Rev. ST Accel. Beams 17, 072803 (2014). [4] K. Kan et al., Electron. Comm. Jpn. 99, 22 (2016). [5] K. Kan et al., Appl. Phys. Lett. 102, 221118 (2013). [6] 菅ら, M01, 日本原子力学会「2014 年秋の大会」 (2014).

*K. Kan, J. Yang, A. Ogata, T. Kondoh, M. Gohdo, I. Nozawa, and Y. Yoshida
ISIR, Osaka Univ.

Planning Lecture (Free Entry) | Joint Session：Joint Session 2 - Education Committee, Senior Network (SNW)

Fri. Sep 9, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N Kumumeria Mutsumon - Meeting Room

## [PL3N] Support activities to nuclear related educations for elementary and secondary school teachers

Chair: Keiko Kito (JAIF)

### [PL3N01] Talk-in meetings with teacher-training course students by Senior Network Kyushu

教員を目指す学生との対話

*Akira Kaneuji[1] (1.SNW（Kyushu))

### [PL3N02] Status and problems about the teacher training in junior high school technical arts

中学校技術分野を中心として

*Noboru Fujimoto[1] (1.Nagasaki Univ.)

### [PL3N03] Status and problems about the energy and nuclear power education in nuclear power located prefecture

*Nobuhisa Yamashita[1] (1.Society to encourage social studies education in Kagoshima)

### [PL3N04] Report on nuclear and radiation related descriptions in junior high school textbooks

*Kazuhiko Kudo[1] (1.Kyushu Univ.)

教育委員会・シニアネットワーク連絡会合同セッション
「初等中等教育教員の原子力関連教育活動への支援」

# （1） シニアネットワーク九州の対話集会活動 －教員を目指す学生との対話－

(1) Talk-in meetings with teacher-training course students by Senior Network Kyushu

金氏　顯
原子力学会シニアネットワーク

## 1. 学生とシニアの対話

平成 18 年度に原子力学会にシニアネットワーク連絡会がおかれ、社会に出る前の学生にエネルギー諸問題や原子力、放射線などに対する正しい知識をもとに理解を深めてもらうことを目的に各地で対話会を開始した。対話開始以降、原子力系の学生に好評であったので、非原子力系の学生、教育系学生さらには文系学生との対話にも拡大した。教育系学生との対話活動は次世代を担う生徒たちに原子力や放射線に関する適切な指導を行える教員の養成をめざし、学校側の要請により実施している。

福島第一事故以降は、原子力系、工学系の学生には事故の原因や放射線影響、安全対策と規制問題、エネルギーの選択などへの見方に重点をおいて対話してきた。一方、卒業後教員となる教育系学生に対しては、上記の分かりやすい解説に加えて放射線の基礎知識や健康影響、放射性物質による環境汚染など、的確な知識をもって自ら判断できる生徒たちを育ててもらいたいという願いをもって対話を進めている。

## 2. 対話集会の実施

### 2-1. 対話集会の進め方

対話集会はそこで取り上げる話題とともに、シニアと学生たちがいかに密に意見交換できるかが重要である。そのため、あらかじめ学生たちからエネルギー、原子力、放射線の中から取り上げる課題を出してもらい、対話当日は課題ごとに 6、7 名のグループを作って、そのグループにシニアが 2 名加わる形で意見交換している。対話集会の最初に 1 名のシニアが 40～50 分の基調講演を行い、その後 2～3 時間かけて各グループでの対話を行い、そこでの内容をグループごとにまとめて全員の前で発表してもらっている。

課題は多岐にわたり、たとえばエネルギー関連では再生可能エネルギーと化石燃料、原子力エネルギー利用についての多角的な観点からの評価、放射線・放射能に関しては物理としての知識、生物学的な問題のほか風評被害、メデイアの問題など社会学的な立場からの疑問、意見交換もしばしばなされている。

対話集会は 40 名程度の学生を 6、7 グループに分け、これにシニアが 12 名程度参加するのがやりやすいのであるが、多い時には 100 名ほどの参加学生があり、これに対応するシニアの確保に苦労することもある。

### 2-2. 対話集会の実績

平成 23 年から 27 年に SNW 九州が実施した対話集会の実績を表 1 に示す。対話集会は東北、関東、関西などでも行われているが、福岡教育大、長崎大学などの教育系の学生との対話を積極的に行っているのが SNW 九州の特徴のひとつであろう。また、同一の機関へ毎年のように出かけているのは、幸い受け入れる先方に熱心な教員がおられることと、学生アンケートでも好評であることが主因である。対話集会当日には、関東や関西からのシニアも数人参加されることが多く助かっているが、現状では年間の実施回数は九州のシニアの数(約 20 名)から考えて 5，6 回ではないかと見ている。九州内ではどこでも日帰りが可能であり、旅費総額はそれほどかからない。

表１　ＳＮＷ九州における学生との対話活動実績

| 年度 | 月日 | 大学（学科） | 参加シニア |
|---|---|---|---|
| ２７ | ２／９ | 福岡教育大（教育） | ７（１） |
| | １／２１ | 有明高専（機械） | １６（４） |
| | １１／１１ | 九州工業大学（機械） | １２（３） |
| ２６ | １／１３ | 長崎大学（教育） | ２（１） |
| | １２／１１ | 九州大学（原子力） | ７（１） |
| | １２／９ | 九州工業大学（電気） | １３（２） |
| | ９／２５ | 鹿児島大学（全学科） | １９（６） |
| | ８／２６ | 北九州高専（全学科） | １３（２） |
| ２５ | １２／３ | 佐賀大学（機械） | １１（３） |
| | １１／２８ | 福岡教育大（教育） | ８（１） |
| | １１／１４ | 九州工業大学（機械） | １７（６） |
| | １１／７ | 九州大学（原子力） | ８（１） |
| | ９／１７ | 鹿児島大学（全学科） | １８（６） |
| | ８／２６ | 北九州高専（全学科） | １３（５） |
| ２４ | １／１７ | 熊本大学（機械） | １１（４） |
| | １２／１１ | 福岡教育大（教育） | １０（１） |
| | １１／２２ | 九州工業大学（電気） | １０（３） |
| | １１／１６ | 九州大学（原子力） | １１（３） |
| ２３ | ３／１ | 長崎大学（教育） | ７（２） |
| | ２／１３ | 福岡教育大（教育）<br>九州女子大（教育） | ９（１） |
| | １１／１１ | 九州大学（原子力） | １１（３） |

（　）の値は九州以外のＳＮＷ連絡会のシニア数

**2-3. 対話集会の評価**

集会後は学生から下記の項目に 4 段階評価点と自由記述のアンケートを取り、分析している。おおむね期待した成果があると思われるとともに、自由記述の意見に考えさせられることもよくある。(一部略)

（１） 対話の内容は満足のいくものでしたか？その理由は？
（２） 事前に聞きたいと思っていたことは聞けましたか？
（３） 今回の対話で得られたことは何ですか？
（４） 「学生とシニアの対話」の必要性についてどのように感じますか？その理由は？
（５） 今後、機会があれば再度シニアとの対話に参加したいと思いますか？
（６） エネルギー危機に対する認識に変化はありましたか？その理由は？
（７） 原子力に対するイメージに変化はありましたか？その理由は？
（８） 今回の対話で自分の学科との関連性を見出すことができましたか？その理由は？
（９） 対話の内容から将来のイメージができましたか？その理由は？

Akira Kaneuji, SNW（Kyushu)

教育委員会・シニアネットワーク連絡会合同セッション
「初等中等教育教員の原子力関連教育活動への支援」

# （1） 教員養成と教員研修の現状と課題 －中学校技術分野を中心として－

(2) Status and Problems about the Teacher Training in Junior High School Technology Education

藤本　登
長崎大学教育学部

## 1. はじめに

平成 9 年から始まった教育改革は、(1) 豊かな人間性をはぐくむ教育の重視と義務感・責任感の醸成、(2) 子どもの個性・能力を尊重した教育への転換、(3) 科学技術創造立国を目指した基礎研究や先端科学技術の水準の一層向上といった 3 つの視点を基盤に進められているが、教員養成課程では平成 18 年 7 月の教員養成・免許制度の在り方に関する中央教育審議会の答申に基づいて、実践力のあるタフな教員の養成と研修が進められている。一方で、国立大学の運営費交付金の削減や専門職大学院である教職大学院の設置に伴って、教員養成学部の維持は困難な状況になってきている。このような中で、重要課題であるエネルギー問題に関する内容は、各教科の中で個別に扱われ、系統だった取り扱いはなされていない。また、教員養成学部の教員数の削減に伴って、大学の講義の中でも十分に扱われていない。本報では、教員養成の現状として、まず 2 つの国立大学におけるエネルギー（原子力や放射線を含む）に関連する科目の開設状況と教員免許状更新講習の開設状況を示す。そして本学会と関連が深い中学校技術分野の現状から、学校教育におけるエネルギーの取り扱いに関する課題を述べる。

## 2. エネルギー関連科目の開設状況

### 2-1. 教員養成学部

表 1 に福岡教育大学と長崎大学教育学部のシラバスで、キーワード「エネルギー」、「放射線」、「原子力」について検索した結果の概要を示す。表より、ヒットした教科は理科、技術・家庭科であり、社会科でのヒットはなく、ヒットした科目数やその内容は福岡教育大学の方が多く、また充実している。また、エネルギーについては、各教科ともその内容学（科目区分）や学習指導要領に記載された事項に起因している

**表 1. エネルギー、放射線、原子力に関するシラバス検索結果**

| | | 教科名 | 科目名 | 単位区分 | 回数(15) | 内容 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| エネルギー | ①福岡教育大学 | 理科 | カとエネルギー | 選択 | 6 | 運動のエネルギーと仕事、熱エネルギー、電気および多様なエネルギーの形態 |
| | | 理科 | 力学Ⅰ | 選択,選必 | 2 | 仕事とエネルギー |
| | | 技術 | 熱流体工学 | 選択,選必 | 15 | 風力・火力発電所，自動車エンジン，エアコンなどエネルギー変換 |
| | | 技術 | 機械力学 | 選択 | 3 | 基本的な機械力学（運動学，機構学，力学）の基礎（仕事、動力、エネルギー） |
| | | 技術 | 機械とものづくり | 必,選択 | 1 | ものづくり，機械設計に必要な測定技術，設計能力育成（エネルギー環境教育） |
| | | 技術 | 生物生産科学 | 必,選択 | 3 | 太陽エネルギーによる炭酸ガスの固定化（光合成） |
| | | 家庭 | 家庭工学 | 必,選択 | 7 | 環境に配慮した家庭におけるエネルギーの利用方法（電気に関する変換技術） |
| | | 家庭 | 居住環境論 | 必,選択 | 5 | 光、空気、熱環境とその調整方法 |
| | ②長崎大学 | 理科 | 生物学概論 | 必,選択 | 1 | エネルギー代謝と呼吸 |
| | | 技術 | 専門ゼミナール[技術] | 必,選択 | 3 | 技術分野におけるエネルギー変換に関する技術の概要 |
| | | 技術 | 機械工学概論Ⅱ | 選択 | 2 | 地球温暖化のしくみとエネルギー変換技術の概要（火力・原子力発電） |
| | | 技術 | エネルギー論a | 必,選択 | 8 | エネルギー需給の現状、エネルギー変換技術（熱工学、流体工学含む） |
| | | 技術 | エネルギー論b | 必,選択 | 8 | 電気に関連する日本及び海外のエネルギー事情、電気エネルギーの発生と伝達・貯蔵 |
| | | 技術 | 技術科教材研究a | 必,選択 | 8 | エネルギー変換に関する技術における教材化 |
| | | 技術 | 工業科教材論 | 選択 | 3 | エネルギーや電気に関する教材化 |
| | | 家庭 | 栄養学 | 選択 | 3 | 糖質・脂質のエネルギー代謝 |
| 放射線 | ① | 理科 | 環境と物理学 | 必,選択 | 5 | 電磁波、放射線、電磁波・放射線と環境問題、原子核反応と放射線 |
| | | 理科 | 物理学実験Ⅰ | 必,選択 | 1 | 放射線測定 |
| | | 理科 | 核・放射線と環境 | 選択 | 15 | 放射線（9回）、原子核物理学（5回）、原子力発電（1回） |
| | ② | 理科 | 物理学実験Ⅱ | 選択 | 1 | 放射線計測 |
| | | 技術 | 測定論a | 必,選択 | 1 | 放射線測定（単位、統計処理を含む） |
| 原子力 | ① | 理科 | 現代化学Ⅰ | 選択 | 3 | 原子力エネルギー（2回）、放射線と健康 |
| | | 理科 | 生活と化学 | 選択 | 3 | 放射線（2回）、原子力発電 |
| | ② | | | | | |

が、理科の学習指導要領に記載された放射線については、物理の分野での取り扱いにとどまっている。一方で、原子力については、被爆地である長崎大学の教員養成学部では扱っていない。なお、シラバスに記載はないが、技術専攻で開講しているエネルギー論 a や専門ゼミナールでは原子力も扱っており、さらに学外研修では発電所見学の事前学習で原子力のみならず電力需給の制度や技術に関するセミナーを開催し、平成 27 年度より九州大学が実施している原子力訓練センターでの実習に一部の学生が参加している。

**2-2. 教員免許状更新講習**

教員免許状更新講習は平成 20 年度に予備講習が開始され、平成 21 年度から本格実施された。33 歳、43 歳、53 歳の教員が 2 年以内に必修科目 2 科目（12 時間）、選択科目 3 科目（18 時間）の計 5 科目の単位認定を受けなければ、教員としての活動ができない。エネルギーや原子力、放射線に関する内容は選択科目で開設されており、表 2 にそれら 3 語をキーワードとする検索結果を示す。表中の括弧書きは表外の注釈の分類結果であり、※1 は講習内容が対象教科の指導内容に一致する場合、発展的な内容の場合、複数の科目にまたがる場合を示している。表より、エネルギー、放射線とも発展的内容の割合が増加している。原子力については、防災教育やリスクコミュニケーションの内容が増加している。一方で、秋田大学のように臨界現象と原子力炉、原子力発電のしくみ、核燃料と再処理、プルトニウム利用と高速増殖炉、放射性廃棄物の処理処分といった原子力に特化した内容や近畿大学のように教育・実験用原子炉を生かした講習も見られるが、主対象者の多くは理科や技術分野、工業高校の教員である。放射線については養護教諭も含まれる場合が増えてきた。社会科教員向けの講習は、人間環境大学の持続可能な社会の構築や北海道教育大学の現代と環境・食糧・エネルギー（平成 23 年度開校）、福井大学の身近な熱とエネルギーや長崎大学の環境とエネルギー（放射線に関する内容を含む）（平成 25 年度まで開講）と少ない。

**表 2. エネルギー、放射線、原子力に関する教員免許状更新講習（選択科目）の開設状況**

| 年度 | 選択科目数 | キーワード | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | エネルギー | | | 放射線 | | | 原子力 |
| 23 | 6527 | 102 | (41,37,24)※1 | (77,19,6)※2 | 26 | (7,12,7)※1 | (11,12,3,0)※3 | 8 |
| 25 | 7363 | 105 | (32,45,28) | (69,29,7) | 50 | (10,26,14) | (25,18,6,1) | 15 |
| 27 | 7845 | 80 | (19,34,27) | (48,27,5) | 44 | (3,22,19) | (26,12,5,1) | 7 |

※1（教科内容,発展,多分野）※2（全般,再エネ,原子力）※3（全般,基礎,食品,看護）

**3. 中学校技術分野から見た課題**

以上より、エネルギー（原子力や放射線を含む）に関する科学的な知識を学ぶ教科である「理科」は、教員養成の講義や教員免許状更新講習の開設は一定数あるが、インフラ技術あるいは電力システム（発電・送配電・消費）を扱う「技術分野」で関連する内容や講習の開設は非常に少なく、社会問題として注目されている内容であるにもかかわらず、「社会科」としての取り扱いはほとんどない。そこで、科学的な知識と社会学的な知識が必要となる技術分野から学校教育におけるこれらの取り扱い状況や課題を述べる。まず、中学生の現状として、未来の電力構成を論理的に考察できる生徒の割合は、福島県が 35.0%と高いが、全国平均では 7.1%と低く、技術を適切に評価できておらず、特に安全性に関する評価に課題がある。これはリスクの概念形成の未熟さと適切な情報提供がなされていないことに起因する [1), 2)]。一方で、教員はエネルギー変換に関する技術として各種発電方法の特徴や送電技術を教えているが、電力システム（発電・送配電・消費）としての着眼点はない。2-1 の最後で述べたセミナーや 2-2 の講習の結果から、原子力を含む電力システムの科学的な知識はある程度持っているが、法制度や社会情勢といった社会的な知識は乏しい。これらの事から、技術分野の教員が従来のモノづくり重視の教育から社会として必要な技術を考えさせる教育へ転換し、それと同時に社会科でのエネルギーの取り扱いを充実させることが必要である。

参考文献 : 1）日本エネルギー環境教育学会第 8 回全国大会論文集、102-103、(2013)　2）同第 10 回全国大会論文集、50 -51、(2015)

*Noboru Fujimoto, Nagasaki Univ.

教育委員会・シニアネットワーク連絡会合同セッション
「初等中等教育教員の原子力関連教育活動への支援」

# （3）原子力立地県におけるエネルギー･原子力関連教育の現状と課題

(3) Current Status and Issues of the Energy Education in Prefectures where NPPs are located

山下　信久
鹿児島の社会科を元気にする会

## 1. はじめに

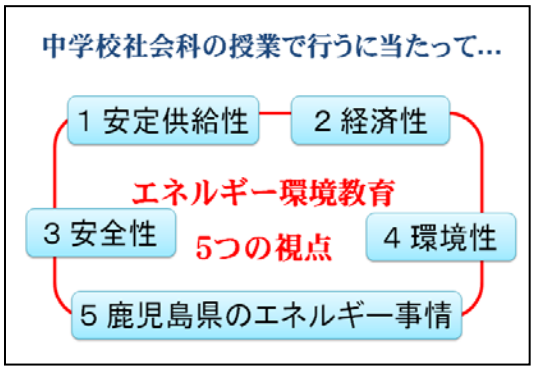
平成 27 年８月 14 日、川内原子力発電所１号機は発電を再開・調整運転を実施、国による総合負荷性能が終了し、９月 10 日、通常運転に復帰した。また、同年 11 年 17 日、２号機も復帰した。平成 28 年７月末現在、営業運転を行っている国内唯一の原子力発電所である。




これと同時期の平成 27 年８月１日、私はエネルギー環境教育に視点を置いた「鹿児島の社会科を元気にする会」を鹿児島市にて設立した。義務教育最後の中学校は､実社会への扉が開かれる場であるにもかかわらず､教師自身の授業以外の多忙さもあり､個々では十分な力が発揮できず､社会科の教材研究・授業力向上のための研究の衰退、後継者の伸び悩み等､多くの課題を抱えているのが現状である。もちろん県内には中学校社会科の自主研究団体はあるが､最近は若い教師の入会が少なくなってきている。そこで､私自身､研究校で９年間勤務したものを還元する時期が来たと考え、鹿児島の中学社会科教育の更なる充実・発展と共に、会員相互の研究交流及び会員の拡大（掘り起こし）を目的に第１回目は 10 名から出発した。具体的活動としては、経験年数や役職にとらわれず、県内の有志が無理のない範囲で連携を深め、行く行くはその成果を発信していけたらと考え、年に数回程度、開催している。

## 2. 中学校社会科の授業で、エネルギー関連内容を行うための視点と具体的な授業内容例

原子力立地県におけるエネルギー･原子力関連教育の現状であるが、鹿児島県民の大多数は、マスメディアが騒いでいることが他人事かのように、冷静に日常生活を送っている。これは、原子力発電所がある薩摩川内市の先生方に話を聞いても同様であった。むしろ、保護者の７割弱が九州電力関連事業に勤めている中学校区もあり、原子力発電所再稼働に伴い、ＰＴＡ活動等での保護者の表情が明るくなってきたということも聞く。そこで、本会では、中学校「社会科」教師として、エネルギー環境教育を多面的・多角的に、生徒たちに考えさせるための重要な視点として、右図のように５つとした。





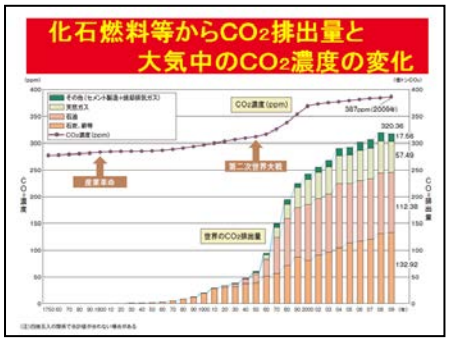


まず１番目は、「安定供給性」の視点である。具体的な授業では、NASA が提供している『EARTH AT NIGHT』を見せ、①24 時間、眠らない日本(世界)経済、②島国・日本が輸入に頼る化石燃料の現状、③精度の高い技術力の維持(安定した電圧、周波数の貴重さ)を扱うことで、様々なグラフからそれらを読み取らせることが必要である。

次に、「経済性」の視点である。電気代が安くないと、①日本の小中・零細企業は、技術力はあっても経営が逼迫する、②大企業の海外移転が済し崩し的に起こり、産業の空洞化が顕著になることなどを、数社の新聞記事(現象としては同じ内容であるが、新聞社の切り口が違う点に着目させる)を活用して気付かせ、自分達の親の立場、言い換えれば、ゆくゆくは自分たちが仕事に就くことを前提に考えさせる。

３番目に、「安全性」の視点である。多くの生徒は、今でも福島で起こった原子力発電所の事故が、技術力の問題と勘違いしており、東日本大震災を引き起こした大地震＝耐えられなかった原子力発電所の技術と、漠然かつ限られたテレビ映像の残像で一括りにまとめている。もちろん、想定外は許されることではないが、人工的に作られたものが故障することは当然であり、肝心なことは、故障したときに、どのような初動体制を敷き、その後、どう対処していくかの見通しがあるかどうかである。近いうちに主権者となっていく中学生にぜひ持ち合わせてほしい感覚である。

４番目に、「環境性」の視点である。①放射能への偏見の除去＝自然界にある放射能や放射能を活用した医療技術、②地球温暖化と相関関係にあると言われている $CO_2$ 削減に向けた世界的取組＝原子力発電所の稼働時の $CO_2$ 排出量ゼロのメリット、2015 年 11 月～12 月にフランス・パリで開催された COP21＝「気候変動枠組条約」の第 21 回締約国会議で採択された「パリ協定」達成のための日本の施策などの視点から考えさせていく。




最後に５番目の視点として、「鹿児島県のエネルギー事情」の現状把握である。本県は、薩摩川内市にある原子力発電所、火力発電所以外に、霧島と山川に地熱発電所、31 カ所の水力発電所、この他に、山々を切り開いてできた風力発電所、木材チップや焼酎粕などを活用したバイオマス発電所、日本最大級のメガソーラー、洋上と地下での国家石油備蓄基地や民間の石油備蓄基地、19 の島々にある内燃力発電など、多くのエネルギー関連施設がある。県内に限っても、「電源のベストミックス」を考えさせる要素は十分にある。また、薩摩川内市では、原子力防災マニュアルに基づき、各小・中学校において、①学校原子力防災委員会組織、②学校原子力災害対策本部組織図、③事故発生時の対応及び避難計画、④学校原子力災害対策本部、⑤安全計画、⑥保護者等への引き渡しカード様式、⑦緊急時の連絡先一覧、⑧校区の自治会避難先一覧などを作成している。特に、PAZ 圏内の学校においては、より詳しいマニュアルが作成されている。しかし、上記の件は、他の地域の教師は知らないのが実情である。

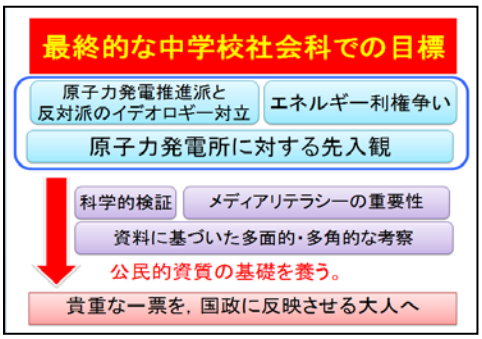






### 3. 中学校社会科から見た課題

なぜ、敗戦国にもかかわらず原子力発電所の建設が認められているかなど、歴史的背景も踏まえ、主権者として国政について主体的に考え、行動する力を身に付けさせるためには、①科学的検証、②メディアリテラシーの重要性、③資料に基づいた多面的・多角的な考察ができる生徒の育成が重要である。しかし、そこに致るには、教師の弛まない教材研究と支援者・機関が必要である。




*Nobuhisa Yamashita、 Society to encourage social studies education in Kagoshima

教育委員会・シニアネットワーク連絡会合同セッション
「初等中等教育教員の原子力関連教育活動への支援」

# （4）新中学教科書における原子力･放射線関連記述の調査

(4) Report on nuclear and radiation related descriptions in junior high school textbooks

工藤　和彦
九州大学

## 1. はじめに

(一社)原子力学会には常置の教育委員会があり、原子力、放射線などに関する技術者教育、高等教育および初等中等教育について小委員会を設けて活動している。初等中等教育小委員会では、小･中･高等学校におけるエネルギー･環境･原子力･放射線などの教育のさらなる充実に資することを目的として、教科書の調査を行い、具体的な要望と提言を報告書としてまとめて公表してきた。この活動は 1995(平成 7)年から現在まで約 20 年間にわたり､今回をふくめてこれまでに 11 冊の報告書を公表し､文部科学省をはじめ(一社)教科書協会、各教科書出版会社、教育界･学界などの関係各方面に提出してきた。

2008(平成 20)年に中学校学習指導要領が改訂(以下、新学習指導要領)された。このうち特に、理科の新学習指導要領および同解説では、中学 3 年の理科「科学技術と人間」において「原子力発電ではウランなどの核燃料からエネルギーを取り出していること、核燃料は放射線を出していることや放射線は自然界にも存在すること、放射線は透過性などをもち、医療や製造業などで利用されていることなどにも触れる」と記され、約 30 年ぶりに放射線に関する説明を行うことが明示された。このことと、 2011(平成 23)年 3 月の東日本大震災および福島第一原子力発電所事故（福島第一事故）の発生は、教科書の記述に非常に大きい影響を与えた。

## 2. 調査対象と内容

これらの状況を踏まえ、平成 27 年度は中学校教科書のうち表 1 に示す社会(地理的分野、歴史的分野、公民的分野)、理科、保健体育および技術･家庭(技術分野、家庭分野）の全ての検定済み教科書 33 点(15 社)を調査対象とした。 最も変化が大きかった理科教科書の原子力発電および放射線に関する記述の頁数を表２に示す。旧版には放射線に関する記述はあったが、福島第一事故の記載はなかった。新版では全ての教科書に同事故の記述があり、放射性物質の種類や半減期、放射線や被ばくに関する単位、事故と関連した放射線影響についての説明なども含め、8 頁から 16 頁へと倍増していた。

表１　調査した教科書の点数

| 教科(分野) | 点数 |
|---|---|
| 社会(地理) | 4 |
| 社会(歴史) | 8 |
| 社会(公民) | 6 |
| 理　科 | 5 |
| 保健体育 | 4 |
| 技術･家庭(技術) | 3 |
| 技術･家庭(家庭) | 3 |
| 合　計 | 33 |

表２　理科教科書の原子力発電・放射線に関する記述の頁数

| 発行年 | 事　項 | 頁数 |
|---|---|---|
| 2011-2015（旧版） | 原子力発電 | 7 |
| | 放射線 | 8 |
| | 合計頁数 | 15 |
| 2016～（新版） | 原子力発電 | 8 |
| | 放射線 | 16 |
| | 合計頁数 | 24 |

### 3. 調査結果

#### 3.1 教科書記述への 6 項目の提言

教科書全体を通してその記述の更なる充実と正確さを図っていただきたいとの要望を、下記の 6 項目の提言としてまとめた。

（1）福島第一原子力発電所事故の対応と今後に関する記述について

社会，理科のすべての教科書で福島第一事故が取り上げられています。公的資料やメディア情報に基づいていますが，極力正確で公正な取り扱いをした資料を参照されることを望みます。

（2）わが国および世界各国の原子力エネルギー利用の状況に関する記述について

原子力には長所と短所の両面があり，公的機関の情報を参考にして極力公平な記述とされ、また世界における原子力エネルギー利用の動向にもひろく目を向けていただくことを望みます。

（3）放射線および放射線利用に関する記述について

理科の教科書のすべてで放射線･放射性物質の基礎事項とこれらに関係する単位,低線量放射線被ばくを含む健康影響などについて詳細に記述されていることを高く評価するものです。福島第一事故の放射線影響について，最新の情報に基づく丁寧な説明がされることを望みます。また，工業・農業・医療についての利用や，研究開発の現状についても積極的に紹介されることを望みます。

（4）放射性廃棄物に関する記述について

原子力発電所の運転に伴い発生する高レベル放射性廃棄物，福島第一事故により発生した指定廃棄物は国民的な関心の対象なので正確に記述されることを望みます。

（5）地球環境問題に関する記述について

地球温暖化抑制への取り組みについて、COP21(パリ協定、2016 年 12 月)などの最新情報が提供されることを望みます。また，持続可能な社会の実現に必要な技術について，各発電方式の二酸化炭素排出量の比較といった定量的なデータが示されることを望みます。

（6）原子力エネルギー利用についての多様な学習方法の拡充

原子力利用についてはわが国ではもちろん世界各国で賛否両論があります。長所と短所を平等に扱い，文字媒体にとどまらず，映像，調べ学習，討論など，様々なスタイルで学習を進められるような教科書の編集がされることを望みます。

#### 3.2 教科書の記述内容とコメントの例

報告書には教科書のエネルギー･環境･原子力･放射線に関する 110 件あまりの記述をそのまま記載し、そのうちの約 70 件について、コメントや修正文の例を示した。コメントには、わかりやすく優れた記述についての評価も含まれている。以下に修正を要望した例を示す。矢印の前が教科書にある記述内容、矢印の後がコメント、修正文の提案の例である。

・2011 年 3 月に発生した東北地方太平洋沖地震では東京電力福島第一原子力発電所の原子炉が破損する事故が起こった。

← 下線部は「東北地方太平洋沖地震とこれにより起きた津波により・・・」とするほうがより適切と考えます。(社会，理科，技術・家庭)

・低い放射線量でも,長期にわたって被ばくすると,ガンになる可能性が高まります。

← 放射線被ばくによるガンの発生は確率的影響ですから,高い放射線量では発生確率は高くなりますが,低い放射線量での健康影響は,日常生活の他のリスクと区別できないほど小さくて,影響があるのかないのかまだ「わからない」のが今の科学知識のレベルです。「低い放射線量を長期にわたって被ばくし

たときの,人に与える影響は明らかになっていません」といった表記にすることを提案します。(社会,理科, 保健体育)

・白血病や甲状腺などのがんの多発,あるいは,次世代への遺伝的影響も心配されます。

← 広島,長崎の原爆被爆者の疫学的調査で, 甲状腺がん,白血病などのがんは発生したが,遺伝的影響は被爆されていない人々との有意な差がないとされているので,遺伝的影響は削除し,「がんの多発も心配されます」と記述することを提案します。(保健体育)

・2011 年の原子力発電所の事故後は,食品から放射性物質が検出されました。

← もともとすべての食品には放射性物質が含まれています。下線部は「食品から規制値を超える放射性物質が検出されました」等と表現するのが適当です。(技術・家庭)

・核燃料や発電によって生じる核廃棄物がきわめて有害である

← 使用前の核燃料の放射線被ばくの危険性はそれほど高くはありませんが,核燃料がいったん原子炉の運転に使われると,強い放射線を出す核分裂生成物が生成され,放射線の危険性はずっと高くなります。したがって「発電によって生じる放射性廃棄物には高濃度の放射性物質が含まれきわめて有害である」のほうが適切です。(理科, 技術・家庭)

・原子力発電の短所 : 使い終えた核燃料の処分や廃炉にすることが困難である。

← 「困難」というよりも,作業者や周辺公衆への被ばくを避けるために作業を慎重に行う必要があるのであり,下線部は「発電によって生じる強い放射線を出す廃棄物の処分場が未定であり,廃炉作業は作業者や周辺住民の安全を確保しながら慎重に進めるために時間がかかる」とするほうが適切です。(理科)

### 3.3 総合評価

新刊の教科書は, 記述が改善され, 親しみやすいようにレイアウトも工夫され, 加筆・修正を望みたい記述はあるものの, いずれも全体として優れた教科書になっていると高く評価するものです。

*Kazuhiko Kudo, Kyushu Univ.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Fri. Sep 9, 2016 9:35 AM - 10:55 AM JST | Fri. Sep 9, 2016 12:35 AM - 1:55 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [3O01-05] Imaging

Chair: Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)

9:35 AM - 9:50 AM JST | 12:35 AM - 12:50 AM UTC

### [3O01] Neutron Radiography of Transfer Exposure Method using the X-ray Imaging Plate

*Koichi Nittoh[1], Yukio Sonoda[1], Masatoshi Kawashima[1], Hiroyuki Uno[2], Ryuji Uemoto[2], Shiro Sogabe[2] (1.TNES, 2.SHIEI)

9:50 AM - 10:05 AM JST | 12:50 AM - 1:05 AM UTC

### [3O02] Development of a scintillator-based Compton camera for gamma-ray imaging under high dose-rate environments

*Wataru Satoh[1,7], Hideaki Katagiri[1,7], Ryoji Enomoto[2,7], Kiyoto Wada[3], Tomohisa Uchida[4,7], Mika Kagaya[1,7], Hiroshi Muraishi[5,7], Tatuo Yoshida[1,7], Ryo Wakamatsu[1,7], Takara Watanabe[6,7] (1.Ibaraki Univ., 2.ICRR, University of Tokyo, 3.Fuji electric Co., Ltd, 4.KEK, 5.Kitasato Univ., 6.Tokyo Metropolitan Univ., 7.Open-It)

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

### [3O03] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (Part 3)

*Kunihiro Morishima[1], Mitsuhiro Nakamura[1], Kenji Tsuji[2], Tadashi Yamasaki[2] (1.NAGOYA University, 2.Chubu Electric Power Co., Inc.)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

### [3O04] Development of back projection method for 4π Gamma-ray Imager

*Tone Takahashi[1], Yuichiro Ichinose[1], Kouhei Uema[1], Jun Kawarabayashi[2], Eiji Takada[3], Hideki Tomita[1], Tetsuo Iguchi[1] (1.Nagoya University, 2.Tokyo City University, 3.National Institute of Technology, Toyama College)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

### [3O05] Validation of spatial and density resolution of a portable muography detector for underground cavity exploration

*kazuhiro kondo[1], tadahiro kin[1], Kullapha Chaiwongkhot[1], ryo sasaki[1], yuta nagata[2], yukinobu watanabe[1] (1.Kyushu Univ.AEES, 2.Kyushu Univ.Faculty of Engineering)

10:50 AM - 10:55 AM JST | 1:50 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

# X 線用 IP を用いた転写法による中性子ラジオグラフィ

Neutron Radiography of Transfer Exposure Method using the X-ray Imaging Plate

*日塔　光一[1]，園田　幸夫[1]，川島　正俊[1]，
鵜野　浩行[2]，上本　龍二[2]，曽我部　志郎[2]
[1]TNES，[2]SHIEI

金属箔を放射化し、一般の X 線用 IP に転写する手法で、広いダイナミックレンジを有し純粋な中性子イメージングができることを初めて確認した。また、金属箔の種類で共鳴中性子の違いによる異なるエネルギー領域のイメージングについても確認した。

**キーワード：**中性子ラジオグラフィ、非破壊検査、放射化、イメージングプレート、転写法

## 1. 緒言

高γ線放出物質並びに高γ線環境下で有効な中性子ラジオグラフィ法の一つに、金属箔を放射化してフィルムに転写する像転写法(または間接法)がある。フィルムのラチチュードは比較的狭く、フィルムを使ったレントゲン撮影も日本で開発された輝尽性蛍光体を用いたイメージングプレート(IP)に代わっている。この IP は、X 線用として高感度と高ダイナミックレンジを実現し医療分野で広くデジタルラジオグラフィとして用いられている。IP の高感度と広いダイナミックレンジに着目し、金属箔を放射化し、X 線用 IP に転写する手法について検討した。また中性子との反応断面積の大きい Gd を混ぜた中性子用 IP(NIP)も開発されており、撮影画像の違いも検討した。

## 2. 金属箔 IP 転写法確認試験

放射化に用いる金属箔には、半減期や中性子反応断面積から主に Dy、Au、In 箔が用いられる。中性子源に SHIEI のサイクロトロン加速器を用い、中性子照射エリアで 4.9x10$^2$~1.5x10$^5$(n/cm$^2$/s)までフラックス(金箔測定)、照射時間、転写時間をパラメータにして IP の画像と転写濃度を評価した。また、NIP 上に In、Dy 箔を順番に重ね、ASTM 規格インジケータと In 試験片を置き、更に一部 Cd 箔を重ねて照射し、それぞれの箔を IP に転写してイメージ画像を求めた。(図 1)

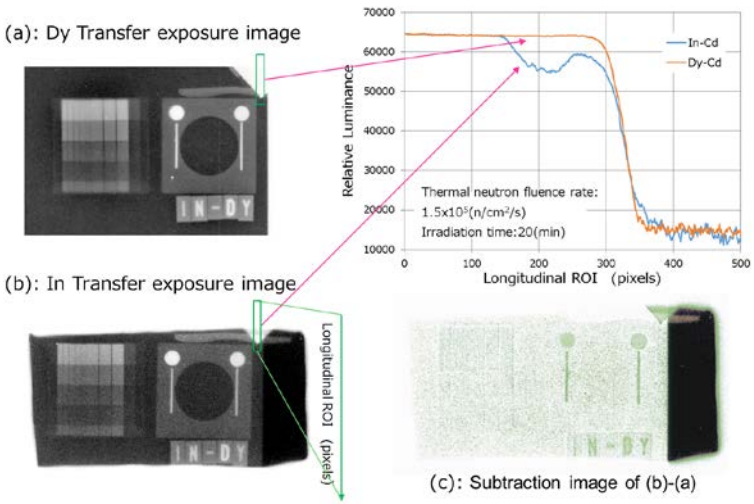



図 1　Dy 箔、In 箔の IP 転写画像と差分演算結果

## 3. 結論

Dy 箔転写法で、中性子の照射時間並びに転写時間を一定にすると IP 濃度は広いダイナミックレンジ 4.9x10$^2$~1.5x10$^5$(n/cm$^2$/s)で比例して測定できることを確認した。また、Dy 箔を IP に転写した画像で、Cd フィルター内では見えていない In 試験片が、In 箔の転写では確認できており、In の中性子共鳴エネルギー 1 eV 付近による転写イメージであることを確認した。

---

*Koichi Nittoh[1], Yukio Sonoda[1], Masatoshi Kawashima[1], Hiroyuki Uno[2], Ryuji Uemoto[2] and Shiro Sogabe[2]
[1]Toshiba Nuclear Engineering Services Corp., [2]S.H.I. Examination & Inspection, Ltd.

# シンチレータを用いた高線量場用コンプトンカメラの開発

Development of a scintillator-based Compton camera for gamma-ray imaging under high dose-rate environments

*佐藤亘[1,7]，片桐秀明[1,7]，榎本良治[2,7]，和田清人[3]，内田智久[4,7]，加賀谷美佳[1,7]，村石浩[5,7]，吉田龍生[1,7]，若松諒[1,7]，渡辺宝[6,7]，武田徹[5]，田中真伸[4,7]，他オープンソースコンソーシアム（Open-It）

茨城大理[1]，東大宇宙線研[2]，富士電機株式会社[3]，KEK 素核研[4]，北里大学医衛[5]，首都大学東京[6]，オープンソースコンソーシアム（Open-It）[7]

本研究では、福島第一原発建屋外や加速器施設に存在する数十μSv/h～1 mSv/hという高線量場をイメージングできるシンチレータを用いたコンプトンカメラを開発している（目標：検出器設置場所にて1 mSv/hの測定）。この検出器はシンチレーションカウンターの配置を工夫することで、全方向のイメージングを可能とした。今回は高線量校正場施設での高線量照射測定について報告する。

**キーワード：**放射線測定器、コンプトンカメラ、シンチレータ

## 1. 緒言

福島第一原発建屋外や重粒子加速器施設などには数十 μSv/h～数 mSv/h という高線量場が存在する。このような高線量場でもガンマ線のイメージングができればガンマ線の遮蔽や放射性物質の除染などを効率的に行うことが可能になり、作業員の被ばくを大幅に抑えることが期待できる。そこで、本研究では 6 個のシンチレータを用いて高線量場でも測定可能なコンプトンカメラを安価に開発している(目標: 検出器設置場所で 1 mSv/h)。また、今回 6 個の CsI (Tl)の配置を工夫することで通常のコンプトンカメラよりも大幅に視野を広げ、全方向(視野 4π)においてのイメージングを可能とした。

## 2. 実験

高線量校正場(富士電機東京工場)において、$^{137}$Cs 線源を用いてどのくらいの高線量までスペクトルの取得、及びイメージングができるか実測で確認した。また全方向のイメージングができるか、検出器を回転させて測定を行った。

## 3. 結果・考察

現状で 300 μSv/h までスペクトルの取得 (図 1)、及びイメージング (図 2)に成功した。また、全方向において±10%以下で等方的な応答を示すことを確認した。今後、CsI (Tl)から NaI (Tl)に改良をし、さらなる高線量場での測定を目指す。

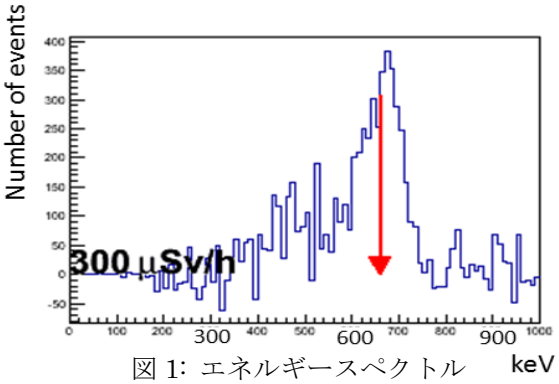



図 1: エネルギースペクトル

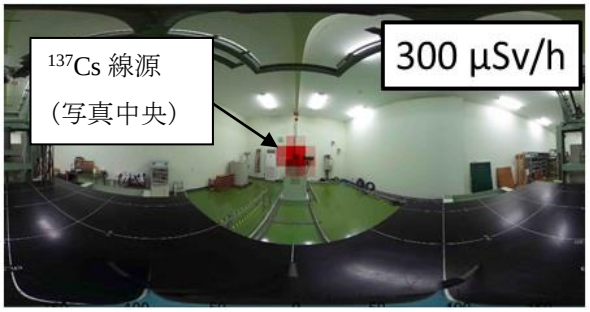



図 2: ガンマ線の再構成画像

*Wataru Satoh[1,7], Hideaki Katagiri[1,7], Ryoji Enomoto[2,7], Kiyoto Wada[3], Tomohisa Uchida[4,7], Mika Kagaya[1,7], Hiroshi Muraishi[5,7], Tatsuo Yoshida[1,7], Ryo Wakamatsu[1,7], Takara Watanabe[6,7], Toru Takeda[5], Manobu Tanaka[4,7], Open-it consortium

[1]Ibaraki Univ., [2]ICRR, University of Tokyo, [3]Fuji electric Co., Ltd, [4]KEK, [5]Kitasato Univ., [6]Tokyo Metropolitan Univ., [7]Open-it

# 原子核乾板を用いた透過型ミューオンラジオグラフィによる浜岡原子力発電所２号機格納容器下部の観測（その３）

Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (part3)

*森島 邦博[1]，中村 光廣[1]，辻 建二[2]，山崎 直[2]
[1]名古屋大学，[2]中部電力（株）

宇宙線ミューオンラジオグラフィにより原子力発電所の原子炉圧力容器・格納容器下部を遠隔非破壊にて検知するため、“電源不要かつコンパクトかつ防水性に優れた”検出器である原子核乾板を浜岡原子力発電所２号機周辺の立坑内に設置し観測を行った。本講演では観測データの解析結果について報告を行う。

**キーワード**：ミューオンラジオグラフィ，透過型，原子核乾板，宇宙線，原子炉格納容器

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所１号機及び２号機の原子炉内燃料デブリを遠隔非破壊にて検知するために、透過型ミューオンラジオグラフィの適用されている。これらの観測では、いずれも地上部にミューオン検出器を設置している。上空から飛来する宇宙線ミューオンを用いて原子炉圧力容器(RPV)底部及び原子炉格納容器(PCV)底部の観測を行うには、より低い位置となるように検出器を地下に設置する必要がある。

我々は、電源不要・コンパクト・防水性・高い角度分解能という性能を有する原子核乾板を用いて、浜岡原子力発電所２号機の原子炉建屋地下２階（**図１中の①**）で観測を実施し、RPV 底部および PCV 下部を視野にとらえた[1]。また、原子炉建屋周辺の排水用立坑（サブドレン）の下部（**図１中の②**）に検出器を設置し、観測を行った[2]。本講演では、サブドレンに設置した検出器の解析結果について報告を行う。

## 2. 観測結果の概要と展望

原子核乾板を軽量なアルミハニカム製の治具に固定してサブドレン内のタラップに掛ける構造とし、浜岡 2 号機原子炉建屋周辺のサブドレン（3 ヶ所）下部に設置した。設置にあたっては、原子核乾板が RPV 底部および PCV 下部に向くように、水平および垂直状態であることを確認した（**図 2**）。

観測は、2016 年 1 月 28 日～2 月 19 日（3 週間）と 1 月 28 日～3 月 10 日（6 週間）に実施した。

サブドレン内の設置は、原子炉建屋地下２階に設置したときと比較し以下の点が異なると推察される。

・RPV および PCV からの距離が大きくなる分、視野角が小さくなる
・観測対象となる RPV および PCV の背景（２号機タービン建屋あるいは１号機原子炉建屋）も写り込む
・原子炉建屋の壁厚さや、原子炉建屋とサブドレンの間の土（厚さ約 2m）の影響も考慮する必要がある

今回は、これらを考慮し、観測で得られたデータとシミュレーション結果との比較分析などについての報告を行う。

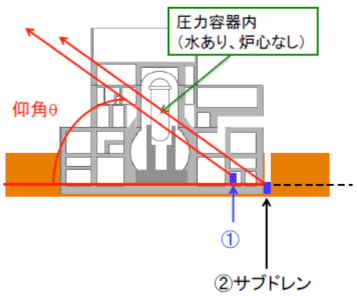



**図１　原子核乾板設置場所と RPV・PCV との位置関係**



**図 2　サブドレン内の原子核乾板設置状況**

## 参考文献

[1] 日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集（P18）
[2] 日本原子力学会 2016 年春の大会予稿集（2K04）

*Kunihiro Morishima[1], Mitsuhiro Nakamura[1], Kenji Tsuji[2], and Tadashi Yamasaki[2]
[1]Nagoya Univ., [2]CHUBU Electric Power Co., Inc.

# 全方向ガンマ線イメージャのための逆投影手法の開発

Development of back projection method for 4π Gamma-ray Imager

*高橋 時音[1]，一ノ瀬裕一郎[1]，上間康平[1]，河原林順[2]，富田英生[1]，高田英治[3]，井口哲夫[1]
[1]名古屋大学，[2]東京都市大学，[3]富山高専

原子力事故時に放射性物質が漏えいした際に有効であると考えられる全方向ガンマ線イメージャの開発を行っている。シンチレータスタック型ガンマ線イメージャを用いた実験を行い、リアルタイムの全方向イメージングに向けたイメージング手法を検討した。

**キーワード：**全方向イメージング、コンプトンイメージング、シンチレータ、原子力事故

## 1. はじめに

原子力施設におけるシビアアクシデントの際に多量の放射性核種が環境中に放出された場合、作業員や付近の住民の被ばくを低減するために、放射性物質の空間分布を迅速に取得することが求められる。本研究では、広視野、高効率を持つため広い範囲の空間分布測定に特に有効であると考えられるコンプトンイメージングに基づいた全方向ガンマ線イメージャを用いたリアルタイム測定のための逆投影手法の開発を行った。

## 2. 実験体系

2.8×2.8×50 mm$^3$ の GAGG シンチレータロッドを 8×8 本、8 mm ピッチで並べた検出器を全方向ガンマ線イメージャとして用いた。シンチレータ光はロッドの両端に取り付けた MPPC によって検出され、それぞれの波高値の比からロッド長軸方向の相互作用位置を推定する。得られた 3 次元位置情報と付与エネルギーを用いてコンプトンイメージングを行う。検出器中心から 30 ㎝の距離に $^{137}$Cs 線源を設置し、同心球面上の 3 点について測定を行った。また、$^{60}$Co、$^{22}$Na の測定も行った。

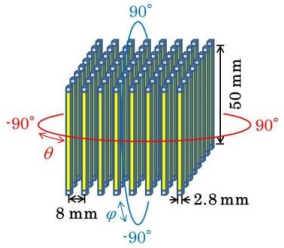



図 1　シンチレータスタック型全方向ガンマ線イメージャ

## 3. 全方向イメージング法

図 2 に $^{137}$Cs の 3 点での逆投影図を示す。線源の設置方向は上から(θ, φ) = (0°, 0°)、(θ, φ) = (-90°, 0°)、(θ, φ) = (0°, -90°)となっており、線源位置にピークを確認でき、ピーク強度も線源位置に依らずおよそ一定値となった。また、イメージングに使用するエネルギー領域を選択することで、$^{137}$Cs、$^{60}$Co、$^{22}$Na を同定し、イメージングできることが示された。ここで、全方向イメージングでは、コンプトン散乱角の大きさによって像の現れ方に大きな差異が生じる。散乱角が 65°~100°の領域では、逆投影図全体にわたる大きなコーンが描かれ、線源方向に鋭いピークを作るが、正反対の方向に弱い疑似ピークが現れる。一方それ以外の散乱角ではサイズの小さいコーンが描かれ、比較的広がったピークが線源方向のみに現れる。このため、後者を前者の重みとみなすし掛け合わせることで、より明確な逆投影図を得ることができる。図 3 は(θ, φ) = (0°, 0°)に設置した $^{137}$Cs の測定結果について、重みづけ逆投影法を用いた結果であり、角度分解能を 64°から 22°に改善できることが分かった。また、$^{60}$Co、$^{22}$Na 線源についても同様の手法が適用できた。このような重みつけ手法では、反復計算手法を用いないため、リアルタイム測定に応用することができると考えられる。

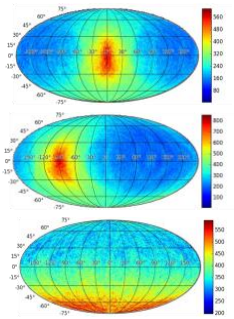


図 2　$^{137}$Cs 線源の逆投影図
線源設置方向は上から($\theta$, $\varphi$) = (0°, 0°)、($\theta$, $\varphi$) = (-90°, 0°)、($\theta$, $\varphi$) = (0°, -90°)

## 4. まとめ

GAGG シンチレータロッドを用いた全方向ガンマ線イメージャについて、$^{137}$Cs、$^{60}$Co、$^{22}$Na 線源を用いた基礎実験により、線源同定と全方向イメージングを実証した。また、コンプトン散乱時の散乱角の違いによる逆投影図の違いを用いて、反復計算手法を用いることなく、より精確な方向推定が可能であることを示した。

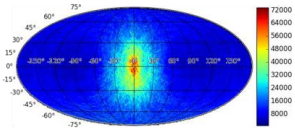


図 3　重みづけ逆投影法を用いた $^{137}$Cs の逆投影図

謝辞　本研究は、原子力システム研究開発事業、JSPS 科研費（特別研究員）26010826 の助成を受けたものです。

*Tone Takahashi[1], Yuichiro Ichinose[1], Kouhei Uema[1], Jun Kawarabayashi[2], Hideki Tomita[1], Eiji Takada[3], Tetsuo Iguchi[1]

[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo City Univ., [3]National Institute of Technology, Tomaya College

# 地中空洞探査用ミュオグラフィ検出器の空間・密度分解能の検証

Validation of spatial and density resolution of a portable muography detector for underground cavity exploration

*近藤 和博[1]，金 政浩[1]，Kullapha Chaiwongkhot[1]，佐々木 瞭[1]，永田 悠太[2]，渡辺 幸信[1]
[1]九大院・総理工，[2]九大・工

地中空洞構造探査に向け、可搬式ミュオグラフィ検出器の開発を行っている。鉛ブロックで模擬した実計測体系の測定を行い、地中空洞探査の空間分解能・密度分解能について検証した。

**キーワード**：ミュオグラフィ，地中空洞探査，宇宙線ミューオン

## 1. 序論

近年、宇宙線ミューオンを用いたラジオグラフィ(ミュオグラフィ)の研究が盛んに行われている。ミュオグラフィは、地盤沈下防止のための地中空洞探査の分野でも注目されている[1]。我々は、地中空洞探査が可能なミュオグラフィ検出器の開発を行ってきた[2]。今回は、鉛ブロックを用いた模擬体系の計測を行い、その空間・密度分解能について検証を行うことを目的とした。

## 2. 実験

土壌中のミューオンの飛程は、鉛中に比べて 4.5 倍長い。このことを利用すれば、簡易的に小規模な体系で土壌中のミューオンの強度変化を模擬することができる。空間・密度分解能を検討するため、検出器上部に鉛を置かない条件と、厚さ 20cm および 52cm の鉛を配置した条件で、各々鉛直方向からのミューオン計数率を測定した。

## 3. 結果・考察

実計測では、深度 10m より浅い領域に存在する、直径 2m 以上の、空洞(0.0g/cm$^3$)、地下水(1.0g/cm$^3$)、土壌(2.6g/cm$^3$)の密度差を明確に分解できることが重要である。本検出器は地下 20m 付近での使用を予定しており、空洞がない場合は、5.0kg/cm$^2$、地下水が存在する場合は 4.7kg/cm$^2$、空洞が存在する場合は 4.5kg/cm$^2$ に対応する。今回の計測結果より、図 1 のような結果が得られる。鉛の厚さを土壌の面密度に換算することで、実計測体系における計数率を求めることができる。また必要な空間・密度分解能が得られる計測時間を導出した。当日の発表では、実験データと解析手法の詳細について報告する。

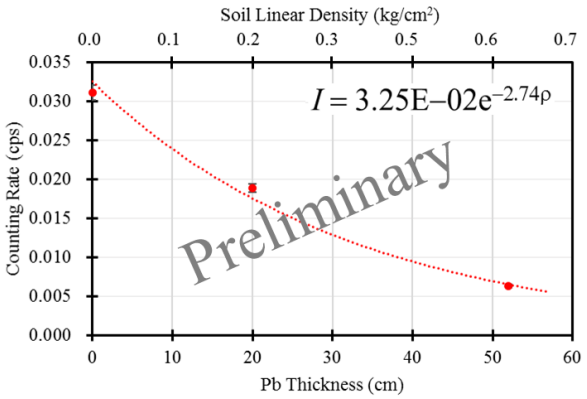



図1 計測で得られた宇宙線ミューオンの鉛直成分の計数率

**参考文献**

[1] 財団法人エンジニアリング振興協会, “ミュー粒子の工学応用による地中空洞化調査システムに関する調査研究報告書” (財団法人機械システム振興協会, Tokyo (2009).

[2] 大野裕明, “可搬性の高い小型ミュオグラフィ検出器の開発研究” 放射線, Vol42, No1 (2016).

*Kazuhiro Kondo[1], Tadahiro Kin[1], Kullapha Chaiwongkhot[1], Ryo Sasaki[1], Yuta Nagata[2], and Yukinobu Watanabe[1]
[1]Kyushu Univ. AEES, [2]Kyushu Univ. Faculty of Engineering.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Fri. Sep 9, 2016 10:55 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 9, 2016 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room O Kumumeria Mutsumon - Seminar Room

## [3O06-09] Medical applications

Chair: Tadahiro Kin (Kyushu Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

### [3O06] Evaluation of absorbed dose in Ir-192 brachytherapy for treatment of keloids

*Mao Ohta[1,4], Noriaki Nakao[2], Shigehiko Kuribayashi[3], Tsuguhiro Miyashita[3], Naoyuki Shigematsu[4], Noriyosu Hayashizaki[5] (1.Graduate School of Science and Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Institute of Technology, Shimizu Corporation, 3.Department of Radiotherapy, Nippon Medical School Hospital, 4.Department of Radiology, Keio University School of Medicine, 5.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

### [3O07] Fabrication of Organic Semiconductor Based Radiation Detector with Ink-jet Technology

*Mitsuhiro Nogami[1], Eiji Takada[1], Hideyuki Imai[1], Toshimasa Tyaki[1], Fumihiko Nishikido[2], Shigeki Naka[3], Hiroyuki Okada[3] (1.National Institute of Technology, Toyama College, 2.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3.University of Toyama)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

### [3O08] Basic response evaluation of optical fiber type small size dosimeter using optically stimulated luminescence for helium ions

*YUHO HIRATA[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1], Yusuke Koba[2], Naruhiro Matsufuji[2], Toshiyuki Toshito[3], Takayuki Yanagida[4], Kentaro Fukuda[5] (1.Graduate School of Engineering Nagoya University, 2.National Institute of Radiological Sciences, 3.Nagoya Proton Therapy Center, 4.Nara Institute of Science and Technology, 5.Tokuyama Corp.)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

### [3O09] X-ray detector for two-dimensional energy-resolved CT with high spatial resolution 2

*Ikuo Kanno[1], Kazuki Yamauchi[1], Takumi Hamaguchi[1] (1.Kyoto Univ.)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

# Ir-192 密封小線源ケロイド治療における吸収線量の評価

## Evaluation of absorbed dose in Ir-192 brachytherapy for treatment of keloids

*太田 真緒[1,4]，中尾 徳晶[2]，栗林 茂彦[3]，宮下 次廣[3]，茂松 直之[4]，林崎 規託[5]
[1]東工大院，[2]清水建設，[3]日医大病院，[4]慶大医，[5]東工大先導原研

Ir-192 密封小線源を用いたケロイド治療における患部への吸収線量を放射線輸送計算コード PHITS により評価した。また、その計算精度を確認するため組織等価ファントムを用いた線量測定を行い、計算値と実測値を比較検証した。

**キーワード**：ケロイド、小線源治療、吸収線量、モンテカルロシミュレーション、線量測定

### １．緒言

ケロイドの再発防止を目的とした術後照射として電子線照射が用いられているが、複雑な形状や広範に及ぶ手術創に対しては均一な線量を照射することが難しく、辺縁線量が不足する可能性がある。そこで、患部に密着させることで線量集中性に優れ、多様な形状の患部に順応して治療できるという利点をもつ、Ir-192 密封小線源を用いた表在照射治療法の研究に取り組んでいる。そしてこれまでに、線量評価用人体ファントムとして MIRD ファントムを用いた照射体系において、Ir-192 密封小線源治療における患部の吸収線量と、照射に伴う各臓器への被ばくを、放射線輸送計算コード PHITS により評価した。本研究は、計算によって得られた吸収線量の精度を確認するための取り組みとして、組織等価ファントムと蛍光ガラス線量計を用いた実験体系を準備し、実際に Ir-192 密封小線源からの吸収線量を測定することで、計算値と実測値の比較検証を行ったものである。

### ２．線量測定実験

本研究では、Ir-192 密封小線源を用いたケロイド治療法の標準的な処方線量として、皮下 2 mm の線量評価点に対して 18 Gy/3 回を検討してきている。今回の線量測定では、これまでの PHITS による線量評価に準じた照射体系として、組織等価ファントムにタフウォーターファントム WD 型（京都科学）を使用し、ファントム表面にケロイド術創（4 cm×4 cm）と照射野（5 cm×5 cm）を仮定した。タフウォーターファントム（30 cm×30 cm×20 cm）は表面を加工し、蛍光ガラス線量計素子（φ0.28 cm×長さ 1.3 cm）を面状（4.2 cm×3.9 cm）に配置し、さらに上部をタフウォーターファントム（30 cm×30 cm×2 mm）で覆い、ファントム表面に設定した照射野の上に照射専用アプリケータである Freiburg flap applicator（Nucletron 社）を 5 列配置する照射体系とした。また、PHITS より算出した Ir-192 密封小線源の吸収線量分布から、蛍光ガラス線量計素子配置面において均一に 1 回線量 6 Gy が照射されるのに必要なアプリケータ内腔の各線源停止位置における線源停留時間を算出するプログラムを作成した。これらの準備のもと、密封小線源照射装置マイクロセレクトロン HDR（Nucletron 社）を用いて Ir-192 密封小線源からの放射線照射を行い、蛍光ガラス線量計の読み取り値と PHITS の計算値を比較検証した。

### 参考文献

[1] T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, S. Hashimoto, Y. Iwamoto, S. Noda, T. Ogawa, H. Iwase, H. Nakashima, T. Fukahori, K. Okumura, T. Kai, S. Chiba, T. Furuta and L. Sihver, Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

---

*Mao Ohta[1,4] , Nakao Noriaki[2] ,Shigehiko Kuribayashi[3] ,Tsuguhiro Miyashita[3] , Naoyuki Shigematsu[4] , Noriyosu Hayashizaki[5]
[1]Tokyo Tech, [2]Shimizu Corporation, [3]Nippon Medical School Hospital, [4]Keio University, [5]LANE, Tokyo Tech

# インクジェット塗布装置を用いた有機半導体放射線検出器の製作

Fabrication of Organic Semiconductor Based Radiation Detector with Ink-jet Technology

*野上光博[1], 高田英治[1], 今井英之[1], 茶木智勝[1], 錦戸文彦[2], 中茂樹[3], 岡田裕之[3]

[1]富山高専,[2]量子機構,[3]富山大学

有機シンチレータと有機フォトダイオード(OPD)を組み合わせた検出器について検討している。著者らのグループでは、従来、OPD の製作にはスピンコート法を使用してきたが、OPD を様々な形状に製作するため、本研究ではインクジェット塗布装置による素子製作可能性を検討した。製作した素子に対して白色 X 線照射実験を行ったところ、X 線強度と X 線誘起電流間に線形に近い関係が得られた。今後は製作条件の最適化を行う予定である。

**キーワード：**放射線計測　有機フォトダイオード(OPD)　プラスチックシンチレータ　X 線　生体等価　インクジェット技術

## １．緒言

有機フォトダイオード(OPD)は、窒素や炭素などの軽元素で構成され組成が人体に近いため、X 線透過像への映り込みが小さい。そこで、画像下治療(IVR)実施時の被曝量測定への適用を目指し、有機シンチレータと OPD を組み合わせた検出器を開発している。実際に医療現場で使用される検出器には、形状の可変性や大面積化に対応することが求められるが、スピンコート法ではこれらの要求を満たすことが原理上難しい。そこで本研究では、インクジェット法による OPD の製作と X 線計測への適用可能性を検討した。

## ２．製作した素子の構造

厚さ 1mm、大きさ 10mm 角のプラスチックシンチレータ(SAINT-GOBAIN:BC-408)上にインクジェット塗布装置を用いて直接 OPD を製作した。素子構造は Al(70nm)/PCBM:P3HT(200nm)/PEDOT:PSS(30nm)/IZO(100nm)とした。塗布された OPD 表面の撮影結果を Fig.2 に示す。画像の視野は 1.8mm×2.4mm である。Fig.2 中に見られる白い線は吐出された液滴が重なることにより見られる現象である。

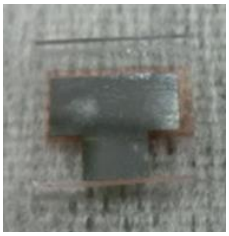


Fig.1 製作した素子の形状

## ３．白色 X 線照射実験

白色 X 線発生装置(GE:ERESCO 160MF-4_R)を用い、X 線の強度を変更しながら素子に対する X 線照射実験を行った。加速電圧は 50kV とした。素子からの発生電流はデジタルエレクトロメータ(ADCMT:8240)を用いて計測した。比較のため、スピンコート法を用いて製作した素子に対しても同様の実験を行った。白色 X 線照射実験の結果を Fig.3 に示す。インクジェット装置を用いて製作した素子から X 線強度と X 線誘起電流間に線形に近い関係を得ることができた。一方で、インクジェット塗布装置を用いて製作した素子はスピンコート法を用いて製作した素子より、X 線誘起電流が小さい結果となった。今後はインクジェット塗布装置による素子の製作条件の最適化を行う予定である。

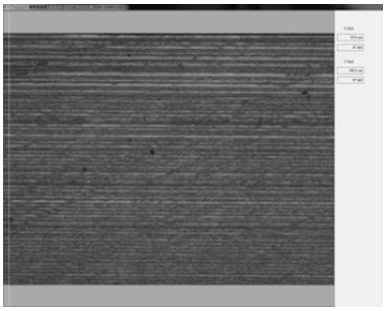


Fig.2 OPD 表面の撮影結果

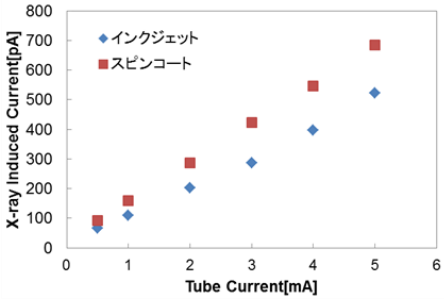



Fig.3 X 線誘起電流と X 線強度の関係

*Mitsuhiro Nogami[1],Eiji Takada[1],Hideyuki Imai[1],Toshimasa Tyaki[1],Fumihiko Nishikido[2],Shigeki NAKA[3] and Hiroyuki Okada[3]

[1] NIT, Toyama College,[2] National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology,[3] University of Toyama

# 光刺激蛍光体を用いた光ファイバ型小型線量計のヘリウム線に対する基礎的な応答の評価

Basic response evaluation of optical fiber type small size dosimeter using optically stimulated luminescence for helium ions

*平田悠歩[1]，山﨑淳[1]，渡辺賢一[1]，吉橋幸子[1]，瓜谷章[1]，古場裕介[2]，松藤成弘[2]，
歳藤利行[3]，柳田健之[4]，福田健太郎[5]
[1]名古屋大学大学院工学研究科，[2]放射線医学総合研究所，[3]名古屋陽子線治療センター，
[4]奈良先端科学技術大学院大学，[5]株式会社トクヤマ

粒子線などの放射線治療において、体内に挿入し照射中にオンラインで線量評価を行う目的で、光ファイバの先端に光刺激蛍光体を配した小型線量計の開発を行っている。現在は、その線量計の実用化に向けて様々な特性の評価や改良を行っている。使用している線量計は粒子線のもつ LET に対して依存性をもつことが分かっている。今回はヘリウム線照射実験を行い線量計の基礎的な応答の調査を行った。

キーワード：重粒子線治療、線量評価、光刺激蛍光体、光ファイバ

**１．緒言**　粒子線治療は精細な線量分布を形成するため、正常組織に対する余分な被曝を低減することが可能である。その一方で照射位置のわずかなずれは患部への線量を大幅に低下し、重大な事故を引き起こす可能性を含んでいる。このような事故を防ぐため、体内の患部により近い場所で、リアルタイムに線量評価を行うことが望まれている。我々の研究グループでは、体内に挿入可能な小型線量計として、光ファイバの先端に光刺激蛍光体を配した線量計の開発を進めている。これまでに我々は小型線量計の炭素線や陽子線の照射実験を行ってきた。高い線エネルギー付与（LET）領域で光刺激蛍光体に発生する消光現象は粒子により異なる挙動を示す。今回は消光現象の線種による変化を調査するためヘリウム線照射時の小型線量計の応答を評価した。

**２．実験・結果**　粉末状にした光刺激蛍光体を、コア径 400 μm の石英ファイバの先端に配して蛍光体プローブを作製した。炭素線、ヘリウム線は放射線医学総合研究所の HIMAC において、陽子線については名古屋市陽子線治療センターにて水やアクリル減速材を用いた線量分布測定実験を行った。作製した小型線量計と比較するため基準線量計となる電離箱を、線量計プローブと一緒に設置した。光刺激蛍光体に Eu:BaFBr を用いた蛍光体プローブと電離箱により得られた信号強度を比較したところ、消光現象により Bragg peak にて蛍光体プローブは応答が落ち込むことが分かった。電離箱に対する蛍光体プローブの応答の比とした発光効率の LET に対する変化を図１に示す。陽子線と炭素線を照射した場合では異なる変化を示した。

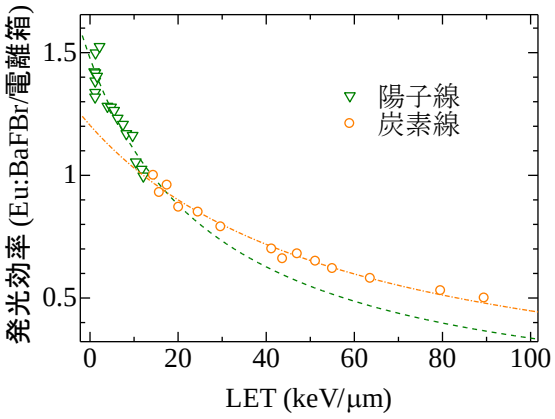



図１　陽子線と炭素線照射時の Eu:BaFBr 小型線量計の発光効率の LET に対する変化

*Yuho Hirata[1], Atsushi Yamazaki[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1], Yusuke Koba[2], Naruhiro Matsufuji[2], Toshiyuki Toshito[3], Takayuki Yanagida[4], Kentaro Fukuda[5]
[1]Nagoya Univ., [2]National Institute of Radiologcal Sciences, [3]Nagoya Proton Therapy Center, [4]Nara Institute of Science and Technology, [5]Tokuyama corp.

# 高空間分解能を有する 2 次元エネルギー分解 X 線 CT 用検出器 2

Two-dimensional Detector for Energy-resolved X-ray CT with High Spatial Resolution 2

*神野郁夫，山内一輝，濱口　拓
京都大学大学院工学研究科

2 種のリボン状吸収体を格子状および帯状に配置し，2 次元 X 線検出器の前面に設置することで，エネルギー分解 CT 用検出器とできる．以前，格子状と帯状検出器の空間分解能を評価した．今回はより詳細な検討結果を報告する．

**キーワード**：X 線，コンピュータ断層撮影，エネルギー分解，コーンビーム CT，空間分解能

**1. 緒言**　X 線コンピュータ断層撮影(CT)においてヨウ素造影剤のコントラストを向上し，また実効原子番号測定による組織識別を行うため，エネルギー分解 CT 測定が望まれる．このため複数の要素検出器を X 線の入射方向に積層した transXend 検出器を開発した [1]．さらに，コーンビーム CT に対応すべく，2 次元 transXend 検出器を開発した．これは 2 種のリボン状吸収体を 2 次元検出器の前に設置し，構成した 4 種の吸収体領域をそれぞれ要素検出器(チャンネル)とみなす方法である[2]．格子状または帯状の配置が可能である．帯状配置においてはリボン状シンチレータも利用できる[3]．2015 年秋には 2 種の吸収体配置を用いた transXend 検出器の空間分解能評価を報告した[4]. 今回はより詳細な検討について報告する．

**2. 実験・解析**　2 次元検出器として，$Gd_2O_2S$(Pr)シンチレータを装着した Si 製フラットパネル検出器 Rad-Eye2 (Rad-icon Imaging Co.)を用いた．厚さ 0.1mm の Cu と Sn のリボン状吸収体を用い，格子状配置ではそれぞれ 0.5mm 幅，帯状配置では Cu は 0.5mm，Sn は 1mm 幅とした．1cm 角の穴を持つ直径 3cm のアクリルファントムを用いた．図 1 に格子状，帯状配置の透過撮影図を示す．図中の白線で示すように，格子状配置では各チャンネルの中心 9 画素，帯状配置では 4 画素の画素値をデータとした．図 2 に各吸収体配置による CT 画像を示す．図 2(b)に示す白線上の CT 値プロファイルから空間分解能を，またコントラストノイズ比(CNR)を求めた．空間分解能は帯状配置のほうが約 9 倍高いが，CNR は約 1/24 である．そこで，帯状配置の画素を左右方向に結合し，画素結合数の関数として空間分解能と CNR とを評価した．結果を図 3 に示す．

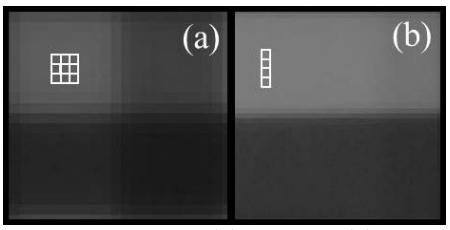


図 1.　吸収体の(a)格子状，(b)帯状配置における使用画素．

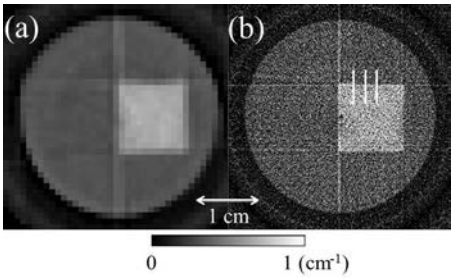


図 2.　(a) 格子状，(b) 帯状 transXend 検出器で取得した CT 画像．白線は空間分解能評価位置．

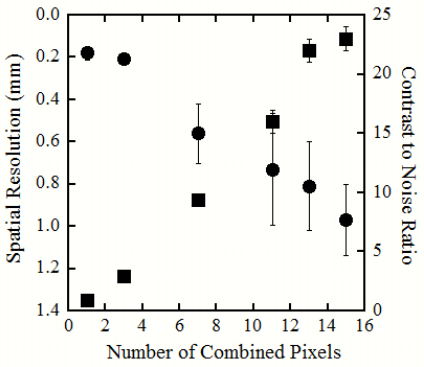


図 3.　帯状 transXend 検出器の結合画素数の関数としての空間分解能(●)と CNR(■)．

**3. 結果**　帯状配置において 13 画素を結合した場合，格子状配置と同様の CNR 値が得られ，その時の空間分解能は格子状配置の 2 倍である．チャンネルの境界におけるクロストークのため，チャンネル内の画素をすべて有効には利用できない．これを解決するため，リボン状シンチレータが有望であると考える．

**参考文献**　[1] I. Kanno, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 45 (2008) 1165. [2] I. Kanno, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 53 (2016) 258. [3] 濱口，他，応用物理学会 2015 年秋 16a-2W-7. [4] 神野，他，日本原子力学会 2015 年秋 P31.

*Ikuo Kanno, Kazuki Yamauchi and Takumi Hamaguchi　Kyoto Univ.