Mon. Mar 27, 2017

Room D

Planning Lecture (Free Entry) | Board and Committee | Ethics Committee

[1D_PL] Study for "Can nuclear energy be a future technology"

Chair: Kyoko Ooba (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (16-204 Building No.16)

[1D_PL01] Struggling for Social Receptivity of Nuclear Technology

*Akimi Serizawa[1,2]、Yasushi Saito[1,3] (1. JSPS, 2. Professor Emeritus of Kyoto Univ., 3. Kyoto Univ.)

Room F

Planning Lecture (Free Entry) | Board and Committee | Equal Opportunity Committee

[1F_PL] Draw your career plan by multi-generation role models

Chair: Yoko Kobayashi (NRA)
1:00 PM - 2:30 PM Room F (16-206 Building No.16)

[1F_PL01] My motivation for specializing nuclear engineering, what obtained from the current research

*Yuri Tajimi[1] (1. Tokyo City Univ.)

[1F_PL02] My involvement with Nuclear power

*Nao Tsutsui[1] (1. JAEA)

[1F_PL03] Career formation in nuclear industry

*Urara Watanabe[1] (1. TOSHIBA)

[1F_PL04] Meet your vocation, grasp your suitable job

*Junko Ogawa[1] (1. Souei Co.)

Room L

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

[1L_PL01] Solar Car : Development and Activity of Tokai University

Chair: Toshiaki Ohe (Tokai Univ.)
10:00 AM - 11:00 AM Room L (16-503 Building No.16)

[1L_PL0101] Solar Car : Development and Activity of Tokai University

*Hideki Kimura[1] (1. Tokai Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

Mon. Mar 27, 2017

Room B

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Fusion Engneering Division, Materials Science and Technology Division

[1B_PL] Present status and issues for material development for advanced reactor

Chair: Toshihiko Yamanishi (QST)
12:30 PM - 2:30 PM Room B (16-102 Building No.16)

[1B_PL01] Current Status of Reduced Activation Ferritic/Martensitic ODS Steel development for Fusion Reactor System Applications
*Tae Kyu Kim[1] (1. KAERI)

[1B_PL02] Microstructural stability of SiC under irradiation
*Sosuke Kondo[1] (1. Kyoto Univ.)

[1B_PL03] Diffusion Bonding of Austenitic Alloys for High Temperature Nuclear Systems
*Changheui Jang[1] (1. KAIST)

[1B_PL04] Dissimilar-metals bonding for oxide-dispersion-strengthened steels
*Takuya Nagasaka[1] (1. NIFS)

Room C

Planning Lecture | Technical division and Network | Particle Accelerator and Beams Science Division

[1C_PL] Recent topics on particle accelerators in South Kanto

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)
1:00 PM - 2:30 PM Room C (16-203 Building No.16)

[1C_PL01] Progress report of carbon therapy in Kanagawa i-ROCK
*Eri Takeshita[1] (1. Kanagawa Cancer Center)

[1C_PL02] The manufacture and evaluation of C-band accelerating structures for a cryogenic electron linac
*Kosuke Ihara[1] (1. TOYAMA)

[1C_PL03] Development of superconducting cavity in ULVAC
*Tomohiro Nagata[1] (1. ULVAC)

Room E

Planning Lecture | Technical division and Network | Social and Environmental Division

[1E_PL] Safety Goals as a "Social Contract"

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room E (16-205 Building No.16)

[1E_PL01] Safety Goals as a "Social Contract"
*Shin-etsu Sugawara[1] (1. CRIEPI)

[1E_PL02] Incorporating Societal Views into Risk Analysis
*Kazuhiko Noguchi[1] (1. Yokohama National Univ.)

[1E_PL03] Panel Discussion
*Panelists: Shin-etsu Sugawara[1], Kazuhiko Noguchi[2] (1. CRIEPI, 2. Yokohama National Univ.)

Room G

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

[1G_PL] Credibility Assessment of Nuclear Simulations: State of the art

Chair: Seiichi Koshizuka (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (16-207 Building No.16)

[1G_PL01] Publication of the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment
*Kotaro Nakada[1] (1. Toshiba)

[1G_PL02] Expectations for the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment
*Masaki Shiratori[1] (1. Yokohama National Univ.)

[1G_PL03] Issues and Challenges for Simulation Credibility Assessment
*Masaaki Tanaka[1] (1. JAEA)

Room I

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Division

[1I_PL] Fuel Technology Development for Partitioning and Transmutation of Minor Actinide (MA)

Chair: Kazuo Minato (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (16-304 Building No.16)

[1I_PL01] Current Status and Issues in MA-Bearing Oxide Fuel Development
*Kosuke Tanaka[1] (1. JAEA)

[1I_PL02] Current Status and Issues in MA-Bearing Metal Fuel Development
*Hirokazu Ohta[1] (1. CRIEPI)

[1I_PL03] Current Status and Issues in MA-Bearing Nitride Fuel Development
*Masahide Takano[1] (1. JAEA)

[1I_PL04] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

Room L

Planning Lecture | Invited Lecture | Invited Lecture

[1L_PL02] Nuclear utilization in Japan

Chair: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)
11:10 AM - 12:10 PM Room L (16-503 Building No.16)

[1L_PL0201] Nuclear utilization in Japan

*Yoshiaki Oka[1] (1. Chairman of JAEC)

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1L_PL03] Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities

Chair: Yasuo Komano (MHI NS ENG)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (16-503 Building No.16)

[1L_PL0301] Opening Remarks (President of AESJ)

*Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1L_PL0302] Research Environment and Future Issue on Research Reactors

*Ken Nakajima[1] (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL0303] Research Environment and Future Issue on Nuclear Fuel and RI Facilities

*Nobuaki Sato[1] (1. Tohoku Univ.)

[1L_PL0304] Education Environment and Future Issue on Undergraduate and Graduate Schools

*Masayoshi Uno[1] (1. Univ. of Fukui)

[1L_PL0305] Panel Discussions "What are issues to be solved? "

*Chair: Mitsuru Uesaka[1], Panelists: Ken Nakajima[2], Nobuaki Sato[3], Masayoshi Uno[4], Hiroaki Muta[5], Toshiaki Hiyama[6] (1. Univ. of Tokyo, 2. Kyoto Univ., 3. Tohoku Univ., 4. Univ. of Fukui, 5. Osaka Univ., 6. Kyushu Univ.)

[1L_PL0306] Closing Remarks (Vice President of AESJ)

*Shigeaki Okajima[1] (1. JAEA)

Room M

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 1

[1M_PL] Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room M (16-504 Building No.16)

[1M_PL01] Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

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

[1M_PL02] Safety Principles and Safety Functions in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

*Yasuhisa Ikeda[1] (1. Tokyo Tech)

[1M_PL03] Objective Trees in the Assessment of Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

*Fumitoshi Manabe[1] (1. MHI)

[1M_PL04] Open Discussion

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

©Atomic Energy Society of Japan

Mon. Mar 27, 2017

Room A

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

[1A01-05] Environmental Assessment

Chair: Jun Goto (Niigata Univ.)
10:40 AM - 12:00 PM Room A (16-101 Building No.16)

[1A01] Critical Analysis of " SPEEDI" Controversy

*Kohta Juraku[1], Shin-etsu Sugawara[2] (1. Tokyo Denki Univ., 2. CRIEPI)

10:40 AM - 10:55 AM

[1A02] Horizontal resolution dependence of the deposition amount of radiocesium from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident in atmospheric dispersion simulations

*Akiko FURUNO[1], Haruyasu NAGAI[1] (1. JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM

[1A03] Estimation of Effective Dose from External Exposure Due to Short Half-life Nuclides in the Prefectures Surrounding Fukushima

*Hirokazu Miyatake[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Masaki Kawai[1], Sachiko Hirakawa[1], Mari Takizawa[1], Kana Murakami[1], Osamu Sato[1], Shunji Takagi[1], Gen Suzuki[2] (1. Mitsubishi Research Institute, Inc., 2. International University of Health and Welfare Clinic)

11:10 AM - 11:25 AM

[1A04] Pathways of I-129 to lake water in the brackish lake near the nuclear fuel reprocessing plant in Rokkaso

*Yuhi Satoh[1], Shinji Ueda[1], Hidenao Hasegawa[1], Hideki Hasegawa[1], Shun'ichi Hisamatsu[1] (1. IES)

11:25 AM - 11:40 AM

[1A05] Study of Iodide and Cesium Decomposition-Collection by Atmospheric Pressure Microwave Discharge Technique

*Masayuki Umeda[1], Yutaro Aoki[1], Glenn HARVEL[2], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. Fukui University of Technology, 2. Univ. of Ontario Inst. of Tech.)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[1A06-09] Radiation Protection and Control

Chair: Toshihiko Ohnuki (Tokyo Tech)
2:45 PM - 3:55 PM Room A (16-101 Building No.16)

[1A06] Involvement of antioxidant function on suppressive effect of alcohol-induced mouse gastric mucosal injury by inhalation or drinking of radon

*Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Norie Kanzaki[1], Akihiro Sakoda[2], Hiroshi Tanaka[2], Yuu Ishimori[2], Fumihiro Mitsunobu[3], Takehito Taguchi[1], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. Ningyo-toge, JAEA, 3. Grad. Sch. Med. Dent. Pharm. Sci., Okayama Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1A07] X-ray Estimation generating from Gantry Type Liniac by Monte Calro Method

*Yoshihiro Ogawa[1], Shigemi Ogawa[2], Ryotaro Yahagi[2] (1. Faculty of Applied Sociology, Kindai University, 2. Accuray Japan K.K)

3:00 PM - 3:15 PM

[1A08] Study on application of risk insights from level 3 PRA to regional disaster prevention plan

*SHO NAKAMURA[1], Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1] (1. Tokyo City University)

3:15 PM - 3:30 PM

[1A09] Combination Study of Flavonoid Composite Using Glucosyl-rutin for Radioprotectors

*Yasushi Aizawa[1], Shigeaki Sunada[2], Hao Yu[2], Takamitsu Kato[3], Mitsuru Uesaka[1,2] (1. Department of Bioengineering, School of Engineering, the University of Tokyo, 2. Department of Nuclear engineering ansd Management, School of Engineering, the University of Tokyo, 3. Department of Environmental &Radiological Health Sciences, Colorado State University)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1A10-15] Environmental Remediation

Chair: Hirokazu Miyatake (MRI)
3:55 PM - 5:30 PM Room A (16-101 Building No.16)

[1A10] Enhanced desorption of cesium from vermiculitized biotite by hydrothermal treatment with eluting cations

*Xiangbiao Yin[1], Hideharu Takahashi[1], Yusuke Inaba[1], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:55 PM - 4:10 PM

[1A11] Prediction of ambient dose equivalente rate in the early phase of the Fukushima accident

©Atomic Energy Society of Japan

*Sakae Kinase[1,2], Fumiya Honda[2] (1. JAEA, 2. Ibaraki Univ.)

4:10 PM - 4:25 PM

[1A12] Prediction of ambient dose equivalent rate in the early phase of the Fukushima accident

*Fumiya Honda[1], Sakae Kinase[1,2] (1. Ibaraki university, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:25 PM - 4:40 PM

[1A13] Novel restoration materials for clean-up of radionuclides in the environment

*Toshihiko Ohnuki[1], Naofumi Kozai[2], Mitsuo Yamashita[3], Takumi Horiike[3], Yua Dotsuta[3], Satoshi Utsunomiya[4] (1. TITECH, 2. JAEA, 3. SIT, 4. Kyushu U.)

4:40 PM - 4:55 PM

[1A14] Decontamination simulations and future dose predictions in the difficult-to-return zone

*Takuya Yamashita[1], Noriyoshi Sawada[1] (1. Japan Atomic Enargy Agancy)

4:55 PM - 5:10 PM

[1A15] The development of enviromental monitoring data base system

*Akiyuki Seki[1], Kenta Suzuki[1], Yoshitomo Takahashi[1], Takeshi Matsubara[1], Shigeo Suto[1], Kimiaki Saito[1], Hiroshi Takemiya[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:10 PM - 5:25 PM

Room B

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

[1B01-07] Irradiated Material Behaviors

Chair: Yasuhisa Oya (Shizuoka Univ.)
10:00 AM - 11:55 AM Room B (16-102 Building No.16)

[1B01] Irradiation hardening behavior of low-titanium added vanadium alloy irradiated with ions

*Kaoru Tone[1], Ken-ichi Fukumoto[2], Takashi Onitsuka[2], Kouiti Tougou[2], Ryouya Ishigami[3] (1. Fukui university, 2. Researchi Institute of Engineering University of Fukui, 3. THE WAKASA WAN ENERGY RESEARCH CENTER)

10:00 AM - 10:15 AM

[1B02] R&D on material damage monitoring technique by underwater acoustic emission waves

*Takashi Nozawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. QST)

10:15 AM - 10:30 AM

[1B03] Development of design method for brittle fracture performance evaluation of blanket structures

*Takeshi Miyazawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1], Mitsuru Ohata[2] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Osaka University)

10:30 AM - 10:45 AM

[1B04] Correlation between microstructural development of W and W alloys by neutron and ion irradiation

*Akira Hasegawa[1], Makoto Fukuda[1], Taehyn Hwang[1], Shuhei Nogami[1] (1. Tohoku University)

10:45 AM - 11:00 AM

[1B05] Investigtion of irradiation hardening behavior of ion-irradiated F82H by micro-pillar compression test

*Ryuta Kasada[1], Riki Simura[2], Satoshi Konishi[1], Masami Ando[3], Hiroyasu Tanigawa[3] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 3. QST)

11:00 AM - 11:15 AM

[1B06] Irradiation Hardening Behavior of High-dose Ion Irradiated Reduced Activation Ferritic/Martensitic Steel

*Masami Ando[1], Dai Hamaguchi[1], Hideo Sakasegawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1], Hironori Kurotaki[1] (1. QST Rokkasho Fusion Institute Structural Materials Development Gr)

11:15 AM - 11:30 AM

[1B07] Technical issues on the standardization of reduced activation ferritic/martensitic steel F82H

*Hiroyasu Tanigawa[1], Takeshi Miyazawa[1], Hideo Sakasegawa[1], Takanori Hirose[1] (1. QST)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1B08-14] Permeation and retention characteristics of hydrogen isotopes

Chair: Bun Tsuchiya (Meijo Univ.)
2:45 PM - 4:40 PM Room B (16-102 Building No.16)

[1B08] Study on self-healing type functional interface structures for fusion blanket systems

*Masatoshi KONDO[1], Teruya Tanaka[2], Yoshimitsu Hishinuma[2], Akio Sagara[2], Yoshihito Matsumura[3], Takeo Muroga[2] (1. Tokyo Institute of Technology,

©Atomic Energy Society of Japan

Laboratory for Advanced Nuclear Energy, 2. National Institute for Fusion Science, Department of Helical Plasma Research, 3. Tokai university)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B09] Deuterium permeation behavior and its Fe-ion irradiation effect in yttrium oxide coating prepared by magnetron sputtering

*Takumi Chikada[1,2], Jan Engels[3], Anne Houben[3], Seira Horikoshi[2], Jumpei Mochizuki[2], Hikari Fujita[1], Moeki Matsunaga[1], Sosuke Kondo[4], Kiyohiro Yabuuchi[4], Yasuhisa Oya[1,2] (1. Fac. Sci., Shizuoka Univ., 2. FZJ, 3. Grad. Sch. Integrated Sci. Technol., Shizuoka Univ., 4. Kyoto Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B10] Deuterium permeation behavior in Er_2O_3-ZrO_2 composite coating fabricated by metal organic decomposition

*Jumpei Mochizuki[1], Seira Horikoshi[1], Hikari Fujita[2], Moeki Matsunaga[2], Yasuhisa Oya[1,2], Takumi Chikada[1,2] (1. Shizuoka University, Graduate School of Integrated Science and Technology, 2. Shizuoka University, Faculty of Science)

3:15 PM - 3:30 PM

[1B11] Corrosion behavior of tritium permeation barrier coatings fabricated by a liquid phase method in liquid lithium-lead

*Moeki Matsunaga[1], Seira Horikoshi[2], Jumpei Mochizuki[2], Hikari Fujita[1], Yasuhisa Oya[1,2], Takayuki Terai[3], Kanetsugu Isobe[4], Takumi Hayashi[4], Takumi Chikada[1,2] (1. Fac. Sci., Shizuoka Univ., 2. Grad. Sch., Shizuoka Univ., 3. Sch. Eng., Univ. Tokyo, 4. QST)

3:30 PM - 3:45 PM

[1B12] Corrosion behavior of tritium permeation barrier coating in static liquid Li-Pb and post-corrosion deuterium permeation measurement

*Seira Horikoshi[1], Moeki Matsunaga[1], Jumpei Mochizuki[2], Hikari Fujita[2], Yasuhisa Oya[1,2], Takumi Chikada[1,2] (1. Graduated School of Integrated Science and Technology, Shizuoka University, 2. Faculty of Science, Shizuoka University)

3:45 PM - 4:00 PM

[1B13] CO_2 absorption characteristics of Li_2ZrO_3 and Li_2TiO_3 blanket candidate materials

*HODAKA NAKAMURA[1], TSUBASA TAKEDA[1], KOHKI FUJIWARA[1], AKIRA TANIIKE[1], YUICHI FURUYAMA[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences Kobe University)

4:00 PM - 4:15 PM

[1B14] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

Jae-Hwan Kim[1], *Tsuyoshi Hoshino[1], Suguru Nakano [1], Yoshiaki Akatsu [1], Mitsutaka Miyamoto [2], Masaru Nakamichi [1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Shimane University)

4:15 PM - 4:30 PM

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

[1B15-19] Tritium breeding materials

Chair: Takumi Chikada (Shizuoka Univ.)

4:40 PM - 6:00 PM Room B (16-102 Building No.16)

[1B15] Characterization of Novel Advanced Tritium Breeders Using a Solid Solution of $Li_{2+x}TiO_{3+y}$ with Li_2ZrO_3

*Tsuyoshi Hoshino[1] (1. QST)

4:40 PM - 4:55 PM

[1B16] Compatibility between Solid Breeder (Lithium Titanate or Lithium Oxide) and Structural Material (F82H)

*Kazuhiro Fudemae[1], Takayuki Terai[1], Wei Mao[1] (1. Department of Nuclear Engineering &Management, School of Engineering, The University of Tokyo)

4:55 PM - 5:10 PM

[1B17] Lithium vaporization behavior of lithium composite oxide as tritium breeder materials of thermonuclear fusion reactors

*kiyoto sin-mura[1], yu otani[1], shunsuke honda[1], kouhei naruse[1], tsuyoshi hoshino[2], kazuya sasaki[3] (1. Tokai univ., 2. QST, 3. hirosaki univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[1B18] Study on Quantity Fabrication and Purity Control of Pb-Li Alloys as Fusion Liquid Breeder

*ChangHo PARK[1], Masatoshi KONDO[2], Takashi NOZAWA[1], Hiroyasu TANIGAWA[1] (1. QST, 2. Tokyo Institute of Tech.)

5:25 PM - 5:40 PM

[1B19] Numerical analyses on transient responce for the enrichment process of lithium isotopes by displacement chromatography

*Takahiko Sugiyama[1] (1. Graduate School of Engineering, Nagoya University)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Room C

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-3 Application of Beams, Target

[1C01-05] Application of Neutron and Ion Beam

Chair: Kai Masuda (Kyoto Univ.)
10:40 AM - 12:00 PM Room C (16-203 Building No.16)

[1C01] Neutron imaging of water penetration in concrete by compact neutron source

*Yuichi Yoshimura[1,2,3], Maki Mizuta[2], Hideyuki Sunaga[2], Yoshie Otake[2], Noriyosu Hayashizaki[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. RIKEN, 3. Topcon Corporation)

10:40 AM - 10:55 AM

[1C02] Development of Moisture Distribution Measurement Technology for Social Infrastructure using Mobile Linac-driven Neutron Source

*Jean-Michel Antoine Bereder[1], Yuya Mitsuya[2], Katsuhiro Dobashi[2], Yasushi Tanaka[3], Yuya Takahashi[4], Jo Kusano[5], Mitsuru Uesaka[1] (1. Dept. of Nuclear Engineering and Management, Tokyo Univ., 2. Dept. of Nuclear Professional School, Tokyo Univ., 3. Institute of Industrial Science, Tokyo Univ., 4. Dept. of Civil Engineering, Tokyo Univ., 5. Accuthera Inc.)

10:55 AM - 11:10 AM

[1C03] R&D and commissioning of the MIEZE-type neutron spin echo spectrometer at J-PARC MLF BL06

*Tatsuro Oda[1], Masahiro Hino[1], Yuji Kawabata[1], Hitoshi Endo[2], Norifumi L Yamada[2], Hideki Seto[2] (1. Research Reactor Inst., Kyoto Univ., 2. IMSS, KEK)

11:10 AM - 11:25 AM

[1C04] Study on flow characteristics of high speed water jet simulating neutron source target of Boron Neutron Capture Therapy

*Yuki Maehara[1], Minoru TAKAHASHI[2], Masatoshi KONDO[2] (1. Department of nuclear engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for advanced nuclear energy, Tokyo Institute of Technology)

11:25 AM - 11:40 AM

[1C05] In-Situ Analysis of Total Li Depth Profiles in Thin Films Stacked Li Ion Batteries under Operation by Means of Combined Techniques of Transmission ERD and RBS with MeV Heavy Ions

*Kenji Morita[1], Bun Tsuchiya[2], Yasuaki Hirata[3], Junji Ohnishi[3], Ysutoshi Iriyama [3], Takuya Majima[4], Hidetsugu Tsuchida[4] (1. Nagoya Industrial Science Research Institute, 2. Meijo University, 3. Nagoya University, 4. Kyoto Univeristy)

11:40 AM - 11:55 AM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-3 Application of Beams, Target

[1C06-10] Nano Structure Analysis by Micro-beam

Chair: Noriyasu Hayashizaki (Tokyo Tech)
2:45 PM - 4:05 PM Room C (16-203 Building No.16)

[1C06] Investigation of isobar separation methods and performance evaluation in accelerator mass spectrometry for high sensitive measurement of ^{10}Be and ^{36}Cl

*Seiji Hosoya[1,2], Kimikazu Sasa[2], Tsutomu Takahashi[2], Tetsuya Matsunaka[2], Masumi Matsumura[2], Hongtao Shen[2], Keisuke Sueki[2] (1. Graduate School of Pure and Applied Sciences, University of Tsukuba, 2. Accelerator Mass Spectrometry group, University of Tsukuba)

2:45 PM - 3:00 PM

[1C07] In-situ ion beam graft polymerization and heavy ion irradiation on the polycarbonate samples

*Akira Taniike[1], Kyohei Iwaoka[1], Naoki Fujita[1], Hiroyuki Yamashita[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Maritime Sciences, Kobe University)

3:00 PM - 3:15 PM

[1C08] Results of imaging using femtosecond electron pulses

*Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1], Katsumi Tanimura[1] (1. ISIR)

3:15 PM - 3:30 PM

[1C09] Fast heavy-ion radiation damage of biomolecules in aqueous solution using the vacuum liquid micro-jet technique

*Hidetsugu Tsuchida[1], Shinji Nomura[1], Akihiro Kajiwara[1], Takuya Majima[1], Manabu Saito[1] (1. Kyoto University)

3:30 PM - 3:45 PM

[1C10] Development of Ion Beam Analysis Systems for Innovative Measurement and Analysis on Structural Materials

*Kimikazu Sasa[1], Akiyoshi Yamazaki[1], Satoshi Ishii[1], Masanori Kurosawa[1], Shigeo Tomita[1], Masao Sataka[1], Hiroshi Naramoto[1], Hiroshi Kudo[1] (1. Univ. Tsukuba)

©Atomic Energy Society of Japan

3:45 PM - 4:00 PM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-3 Application of Beams, Target

[1C11-15] Gamma-ray / X-ray Imaging, Nondestructive Assay

Chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)
4:05 PM - 5:25 PM Room C (16-203 Building No.16)

[1C11] Development of high energy gamma ray imaging system using pinhole collimator

*Hiroaki Nishimura[1], Takumi Utsumiya[1], Ryoken Yoshioka[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1], Masaki Nishiura[2], Kenta Doi[3], Masaki Kisaki[4], Yoshikatsu Matsumoto[5], Hitoshi Yamaoka[6] (1. Faculty, Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, 2. University of Tokyo, 3. Doshisha University, 4. NIFS, 5. Tokushima Bunri University, 6. RIKEN)

4:05 PM - 4:20 PM

[1C12] Quantification of relationship between concrete thickness and transmitted X-ray imaging capability in social infrastructure X-ray inspection

*Hiroaki Takeuchi[1], Ryota Yano[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Yasushi Tanaka[2], Yuya Takahashi[2], Joichi Kusano[3], Yoshinobu Oshima[4], Masahiro Ishida[4] (1. UT NEM Uesaka-Lab, 2. UT Civil Engineering, 3. Accuthela Inc., 4. PWRI)

4:20 PM - 4:35 PM

[1C13] Evaluation of Bridge Inner Iron Structure by Portable High Energy X-ray Sources and Tomosynthesis

*Issei Ozawa[1], Ryota Yano[1], Hiroaki Takeuchi[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Johichi Kusano[2], Futoshi Kaibuki[3], Hideo Sakurai[4], Eiji Yoshida[5] (1. Department of Nuclear Engineering and Management School of Engineering, the University of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. Atomy Research, 4. SAKURAI and associates, Inc., 5. Public Works Research Institute)

4:35 PM - 4:50 PM

[1C14] Study on Isotope CT imaging by using LCS-NRF in UVSOR

*Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki Shizuma[2], Hiroyuki Toyokawa[4], Yoshitaka Taira[4], Masahiro Katoh[3] (1. Kyoto University, 2. Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. Institute for Molecular Science, 4. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology)

4:50 PM - 5:05 PM

[1C15] Study on Isotope CT imaging by using LCS-NRF in UVSOR

*Heishun Zen[1], Hideaki Ohgaki[1], Yoshitaka Taira[2], Takehito Hayakawa[3], Toshiyuki Shizuma[3], Toshiteru Kii[1], Hiroyuki Toyokawa[2], Masahiro Katoh[4] (1. IAE, Kyoto University, 2. AIST, 3. QST, 4. IMS)

5:05 PM - 5:20 PM

Room D

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

[1D01-06] Accelerator based neutron source

Chair: Kenichi Watanabe (Nagoya Univ.)
10:20 AM - 12:00 PM Room D (16-204 Building No.16)

[1D01] Status of J-PARC Transmutation Experimental Facility Program

*Fujio Maekawa[1] (1. JAEA)

10:20 AM - 10:35 AM

[1D02] Status of J-PARC Transmutation Experimental Facility Program

*Nariaki Okubo[1], Shigeru Saito[1], Hironari Obayashi[1], Toshinobu Sasa[1] (1. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[1D03] Status of J-PARC Transmutation Experimental Facility Program

*Tao Wan[1], Hironari Obayashi[1], Toshinobu Sasa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM

[1D04] Status of J-PARC Transmutation Experimental Facility Program

*Hayanori Takei[1], Koichiro Hirano[1], Kazuyoshi Tsutsumi[1], Shin-ichiro Meigo[1] (1. J-PARC/JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[1D05] A function of neutron production in a compact neutron source using the ^{9}Be + p reaction

*Yasuo Wakabayashi[1], Atsushi Taketani[1], Yoshimasa Ikeda[1], Takao Hashiguchi[1], Tomohiro Kobayashi[1], Sheng Wang[2], Mingfei Yan[2], Masahide Harada[3], Yujiro Ikeda[1,3], Yoshie Otake[1] (1. RIKEN, 2. Xi'an Jiaotong University, 3. J-PARC Center)

11:20 AM - 11:35 AM

[1D06] Target and shielding design of accelerator-driven transportable neutron source

©Atomic Energy Society of Japan

*Yusuke Kushima[1], Yosie Otake[2], Tomohiro Kobayashi[2], Noriyosu Hayashizaki[3], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Daisuke Matsushima[1], Yujiro Ikeda[2] (1. Tokyo City University, 2. RIKEN, 3. Tokyo Institute of Technology)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[1D07-10] Neutron Physics

Chair: Jun Kawarabayashi (Tokyo City University)
2:45 PM - 3:50 PM Room D (16-204 Building No.16)

[1D07] Development of Stereopsis using Compact Neutron Sources (II)

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1D08] Development of a general-purpose code for thermal neutron scattering cross-sections by molecular dynamics

*Yutaka Abe[1], Fumiaki Funama[1], Seiji Tasaki[1], Masahiro Hino[2] (1. Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 2. KURRI, Kyoto University)

3:00 PM - 3:15 PM

[1D09] Effects of alignment errors on the transport efficiency of JRR-3 neutron guides

*Itaru Tamura[1], Masaji Arai[1], Kazuhiko Soyama[2] (1. Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, NSRI, JAEA , 2. MLF, J-PARC, JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1D10] Beam transport optics for compact neutron sources II

*Masahiro Hino[1], Tatsuro Oda[1], Hisao Yohinaga[1], Takuya Hosohata[2], Yutaka Yamagata[2], Shin Takeda[2], Norifumi L Yamada[3], Hitoshi Endo[3], Michihiro Furusaka[4], Shinya Morita[5] (1. Kyoto Univ., 2. RIKEN, 3. KEK, 4. HokkaidoUuniv., 5. TDU)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1D11-17] Nuclide analysis, Radioactivity measurement

Chair: Noriaki Nakao (Shimizu Corporation)
3:50 PM - 5:45 PM Room D (16-204 Building No.16)

[1D11] Development of laser cooling and analysis on Sr isotope ions (4)

*Yoshihiro Iwata[1], Kyunghun Jung[2], Kazuhiro Yamamoto[1], Ikuo Wakaida[2], Masabumi Miyabe[2], Shuichi Hasegawa[1] (1. The University of Tokyo, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:50 PM - 4:05 PM

[1D12] Rapid detection method of radioactive particles in the atmosphere

*Tatsuyuki Maekawa[1], Yuji Oshima[1] (1. Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Co., Ltd.)

4:05 PM - 4:20 PM

[1D13] Applicability Study of Charged Particle Activation Analysis on Radionuclide Investigation

*Masumi Oshima[1,2], Yurie Yamaguchi[1], Tomohiko Kawakami[2], Katsuyoshi Tatenuma[2], Chunlei Bi[1], Shigeru Bamba[1], Takao Morimoto[1] (1. Japan Chemical Analysis Center, 2. Kaken Inc.)

4:20 PM - 4:35 PM

[1D14] Applicability Study of Charged Particle Activation Analysis on Radionuclide Investigation

*Tomohiko KAWAKAMI[1], Atsushi TANAKA[1], Katsuyoshi TATENUMA[1], Masumi OSHIMA[1,2], Shun SEKIMOTO[3], Tsutomu OHTSUKI[3] (1. KAKEN Inc., 2. Japan Chemical Analysis Center, 3. KYOTO UNIVERSITY)

4:35 PM - 4:50 PM

[1D15] Analytical method for determination of hard-to-measure radionuclides by resonance ionization mass spectrometry

*Hideki Tomita[1], Atsushi Nakamura[1], Daiki Matsui[1], Ryohei Ohtake[1], Kosuke Saito[1], Masaya Ohashi[1], Volker Sonnenschein[1], Tetsuo Iguchi[1] (1. Nagoya Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

[1D16] Measurement of residual radioactivity produced by 11MeV/u ^{238}U beam irradiation on helium gas

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

5:05 PM - 5:20 PM

[1D17] Development of Analytical Method for ^{14}C Determination in Biomedical Sample of by Mid-IR Cavity Ring-down Spectroscopy

*Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnnenschein[1], Hideki Tomita[1], Jin Lei[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko

©Atomic Energy Society of Japan

Nishizawa[1], Atsushi Sato[2], Kenta Hashizume[2], Toshinari Oh-hara[2], Tetasuo Iguchi[1] (1. Nagoya university, 2. Sekisui Medical Co., Ltd. Drug Development Solutions Center)
5:20 PM - 5:35 PM

Room E

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1E01-03] Nuclear Security

Chair: Mitsutoshi Suzuki (JAEA)
10:20 AM - 11:10 AM Room E (16-205 Building No.16)

[1E01] Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics
*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[1], Tetsuya Matsumoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
10:20 AM - 10:35 AM

[1E02] Detection of Insiders Malicious Behaviors for Nuclear Security by Hand Motion Analysis
*Shi Chen[1], Kazuyuki Demachi[1], Yusuke Kawasaki[1], Yutaro Nakashima[1] (1. Univ. of Tokyo)
10:35 AM - 10:50 AM

[1E03] Development of Evaluation Method for Reducing the Risks of Radioactive Material Theft in Nuclear Facility
*Koki Adake[1] (1. Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo)
10:50 AM - 11:05 AM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1E04-06] Non-proliferation and Safeguards

Chair: Yoshiki Kimura (JAEA)
11:10 AM - 12:00 PM Room E (16-205 Building No.16)

[1E04] Study on FCM fuel for light water reactors with intensive safety and proliferation resistance
*Masaki WADA[1], Hiroshi Sagara[1], Chi Young HAN[1] (1. Tokyo Institute of Technology)
11:10 AM - 11:25 AM

[1E05] Requirements for the accuracy of plutonium verification techniques in the TRU fuel cycle employing high temperature gas cooled reactors
*Takeshi Aoki[1], Hiroshi Sagara[1], Sunil Sunny Chirayath[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. NSSPI, Texas A&M University)
11:25 AM - 11:40 AM

[1E06] Quantitative analysis of the comprehensive impacts of MAs coexisting with Pu in reprocessing on criticality safety, radiation safety and non-proliferation features
*Masaya Watanabe[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Institute of Technology)
11:40 AM - 11:55 AM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1E07-10] Social Situation

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room E (16-205 Building No.16)

[1E07] Public Policies Building of Energy Security
*Yuko Koito[1] (1. Takushoku University Graduate School)
2:45 PM - 3:00 PM

[1E08] Quantitative Analysis of Japan' s Energy Security based on Fuzzy Logic
*Ryohei Yamanishi[1], Yoshiyuki Takahashi[2], Hironobu Unesaki[2] (1. Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2. Research Reactor Institute, Kyoto University)
3:00 PM - 3:15 PM

[1E09] A Study on Increase of Related Deaths during the Great East Japan Earthquake
*Minoru Kubo[1], Shouji Tsuchida[2] (1. TSUKUBA EXPO'85 MEMORIAL FOUNDATION, 2. Kansai University)
3:15 PM - 3:30 PM

[1E10] A study on the factors that contribute to the practice of organizational behavior as coping with unexpected events
*Kenichi Hayase[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)
3:30 PM - 3:45 PM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1E11-13] Communication for Perception of Nuclear Power

Chair: Mitsuhiro Fujiwara (Tohoku Univ.)
3:50 PM - 4:40 PM Room E (16-205 Building No.16)

[1E11] Perception of Nuclear Power in Terms of the Energy Choice
*Hiroshi KIMURA[1], Isshin TAKENAKA[1], Noriko KANZAKI[1] (1. PONPO)
3:50 PM - 4:05 PM

[1E12] Perception of Nuclear Power in Terms of the Energy Choice
*Isshin Takenaka[1], Kimura Hiroshi[1], Noriko Kanzaki[1]

©Atomic Energy Society of Japan

(1. Public Outreach, NPO)

4:05 PM - 4:20 PM

[1E13] From zero-risk to risk tolerance, from PA to communication

*Mariko Nishizawa[1] (1. literajapan)

4:20 PM - 4:35 PM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1E14-16] Communication for Nuclear Disaster Reduction Activities

Chair: Masafumi Akiyoshi (OPU)

4:40 PM - 5:30 PM Room E (16-205 Building No.16)

[1E14] Survey of public communication about radiation and atomic energy disaster prevention

*Shinichi Oiso[1] (1. INSS)

4:40 PM - 4:55 PM

[1E15] Nuclear Disaster Reduction Activities in a Prefecture bordered on Nucelwr Power Station located Area

*Ekou YAGI[1], Takako Kashiwa[2] (1. Osaka Univ., 2. Shiga Prefecture)

4:55 PM - 5:10 PM

[1E16] Nuclear Disaster Reduction Activities in a Prefecture bordered on Nucelwr Power Station located Area

Takako Kashiwa[1], Ekou Yagi[2] (1. Shiga Prefecture General Policy Department Disaster Prevention and Crisis Management, 2. Osaka University Center for the Study of Co Design)

5:10 PM - 5:25 PM

Room F

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

[1F01-04] Subcriticality Evaluation and Monitoring 1

Chair: Cheol Ho Pyeon (Kyoto Univ.)

10:00 AM - 11:10 AM Room F (16-206 Building No.16)

[1F01] Uncertainty Quantification of Bell Factor on the ADS Core

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

10:00 AM - 10:15 AM

[1F02] Development of Generalized Area Ratio Method for Subcriticality Measurement

*Ryota Katano[1], Kenji Nishihara[1], Kazufumi Tsujimoto[1], Tomohiro Endo[2] (1. JAEA, 2. Nagoya University)

10:15 AM - 10:30 AM

[1F03] Study on Application of Feynman-alpha Method to Fuel Debris Retrieval

*Mikio Tokashiki[1] (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1F04] Asymptotic behavior of power in subcritical state based on one-point kinetics equation

*Yuichi Yamane[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM

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

[1F05-07] Subcriticality Evaluation and Monitoring 2

Chair: Rei Kimura (TOSHIBA)

11:10 AM - 12:00 PM Room F (16-206 Building No.16)

[1F05] Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

*Masayuki Tojo[1], Shoichi Tashiro[1,2], Sho Takano[1], Yoichiro Shimazu[2], Suguru Murakami[3] (1. GNF-J, 2. Univ. of Fukui, 3. Hokuriku Electric Power)

11:10 AM - 11:25 AM

[1F06] Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

*Shoichi Tashiro[1,2], Masayuki Tojo[1], Yoichiro Shimazu[2], Suguru Murakami[3] (1. GNF-J, 2. Univ. of Fukui, 3. Hokuriku Electric Power Company)

11:25 AM - 11:40 AM

[1F07] Critical Evaluation of the Flesh Fuel Storage in NSRR

*Yuiko Motome[1], Hiroyuki Murao[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[1F08-11] Code Development and V&V 1

Chair: Motomu Suzuki (CRIEPI)

2:45 PM - 3:50 PM Room F (16-206 Building No.16)

[1F08] Development of Nuclear Data Processing System FRENDY

*Kenichi Tada[1], Yasunobu Nagaya[1], Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2:45 PM - 3:00 PM

[1F09] Small nuclear reactor for dispersed power systems

*Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Atsushi Goda[1] (1. Toshiba)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F10] Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Conmputer Code

Naoto Aizawa[1], Akihiro Arai[1], Toshimasa Takahashi[2], Takashi Nakui[2], *Fumito Kubo[2] (1. Tohoku University, 2. Tohoku Infomation Systems)

3:15 PM - 3:30 PM

[1F11] Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code

*Akihiro Arai[1], Ryohei Takasugi[1], Naoto Aizawa[1], Toshimasa Takahashi[2], Takashi Nakui[2], Fumito Kubo[2] (1. Tohoku Univ, 2. Tohoku information systems Co.,Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1F12-14] Code Development and V&V 2

Chair: Satoshi Takeda (Osaka Univ.)
3:50 PM - 4:40 PM Room F (16-206 Building No.16)

[1F12] Verification of burnup calculation in reactor physics analysis code system CBZ

*Shintaro Okumura[1], Go Chiba[2], Tadashi Narabayashi[2] (1. Hokkaido Univercity Facility of Engeering, 2. Hokkaido Univercity Engineering Research Institute)

3:50 PM - 4:05 PM

[1F13] Investigation on Resonance Scattering Treatment in AEGIS Code

*Kotaro Sato[1], Masato Tabuchi[1], Masahiro Tatsumi[1], Yasunori Ohoka[2] (1. Nuclear Engineering Ltd, 2. Nuclear Fuel Industries)

4:05 PM - 4:20 PM

[1F14] Study on the SRNM count rate prediction method for the BWR core after long-term outage

Kenichi HARADA[1], Satoru ISHII[2], *Hideto Yamauchi[2] (1. CHUBU Electric Power, 2. ChudenCTI)

4:20 PM - 4:35 PM

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

[1F15-19] Core Neutronics Evaluation

Chair: Kenichi Tada (JAEA)
4:40 PM - 6:00 PM Room F (16-206 Building No.16)

[1F15] Criticality analysis for initial core of pebble bed reactor with accumulative fuel loading scheme

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

4:40 PM - 4:55 PM

[1F16] study on effect of neutron spectrum on burnup characteristics in HTGR fuel

*Keisuke Morita[1], Nozomu Fujimoto[1] (1. Kyushu Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

[1F17] Study on Impact of Loading Thorium Fuel on PWR Core-characteristics

*Kazumasa Kobayashi[1], Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1], Cheuk Wah Lau[2] (1. Graduate School of Engineering, Osaka University, 2. Thor Energy)

5:10 PM - 5:25 PM

[1F18] An Investigation of the Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Burnup Nuclear Characteristics of Next-Generation Fast Reactors

*Kazuo Takino[1], Kazuteru Sugino[1], Kenji Yokoyama[1], Tomoyuki Jin[2], Shigeo Ohki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NESI Inc.)

5:25 PM - 5:40 PM

[1F19] Coupled analysis of neutronics and thermal-hydraulics for ADS with RELAP5

*Koichi Yoshimura[1], Van Rooijen[1] (1. UNIVERSITY OF FUKUI)

5:40 PM - 5:55 PM

Room G

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

[1G01-07] Numerical simulation and Visualization of Thermal Fluid Dynamics and Nuclear Fuel

Chair: Nakajima Norihiro (JAEA)
10:00 AM - 11:55 AM Room G (16-207 Building No.16)

[1G01] Numerical study on apparent viscosity of aggregated particles

*Makoto Kashima[1], Mikio Sakai[2] (1. Department of Systems Innovation, Faculty of Engineering, The University of Tokyo , 2. Department of Nuclear

©Atomic Energy Society of Japan

Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo)
10:00 AM - 10:15 AM

[1G02] Interactive In-Situ Visualization of Molten Debris Relocation Simulation using Particle-based Visualization
*Takuma Kawamura[1], Tomoyuki Noda[1], Yasuhiro Idomura[1] (1. JAEA)
10:15 AM - 10:30 AM

[1G03] Numerical study on discharged flow of the accumulated solid particles from a glass melter
*Kazuya Takabatake[1], Mikio Sakai[1] (1. U. Tokyo)
10:30 AM - 10:45 AM

[1G04] Study on quench behavior at a core-disruptive accident for fast breeder reactors
*Shimpei Saito[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Yuzuru Iwasawa[1], Kazuya Koyama[2], Hideki Nariai[1] (1. University of Tsukuba, 2. Mitsubishi FBR Systems, Inc.)
10:45 AM - 11:00 AM

[1G05] Development of preconditioned communication avoiding CG solver for multiphase CFD code JUPITER
*Akie Mayumi[1], Yasuhiro Idomura[1], Takuya Ina[1], Susumu Yamada[1], Toshiyuki Imamura[2] (1. JAEA, 2. AICS, Riken)
11:00 AM - 11:15 AM

[1G06] Study on Fuel Loading Pattern Optimization using Deep Learning and Reinforcement Learning
*Masahiro Tatsumi[1] (1. NEL)
11:15 AM - 11:30 AM

[1G07] Study on fast reactor design with flexible consideration of fuel breeding and MA transmutation
*Naoto Kasahara[1], Tadao Takahashi[2] (1. The University of Tokyo, 2. FBR Senior Research Laboratory)
11:30 AM - 11:45 AM

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

[1G08-14] Numerical Analysis on Building and Structure Behavior on Earthquake

Chair: Masahiro Tatsumi (NEL)
2:45 PM - 4:40 PM Room G (16-207 Building No.16)

[1G08] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants
*Akemi Nishida[1], Byumghyun Choi[1], Zhihong Guo[1], Tsuyoshi Takada[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)
2:45 PM - 3:00 PM

[1G09] Uncertainty assessment of the seismic response analysis due to various earthquake waves for nuclear facilities
*Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Zhihong Guo[1], Ken Muramatsu[1], Tsuyoshi Takada[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)
3:00 PM - 3:15 PM

[1G10] The study on advanced seismic simulation technology for huge plant
*Zhihong GUO[1], Akemi Nishida[1], Norihiro Nakajima[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
3:15 PM - 3:30 PM

[1G11] Data analysis based upon abduction
*Norihiro Nakajima[1] (1. JAEA)
3:30 PM - 3:45 PM

[1G12] An element-by-element Finite Element Contact Analysis Method toward Seismic Behavior Analyses of an Entire Nuclear Facility: Verification Using a Stick Problem
*Yoshio Suzuki[1] (1. JAEA)
3:45 PM - 4:00 PM

[1G13] Performance Evaluation of Parallel FEA for Soil-structure Model using Manycore Processors
*Naoki Morita[1], Yoshiyuki Takahashi[2], Gaku Hashimoto[1], Hiroshi Okuda[1] (1. University of Tokyo, 2. Kajima Corporation)
4:00 PM - 4:15 PM

[1G14] Estimation of the fault parameter using dynamic rupture simulation by Bayesian Optimization
*Yuta Mitsuhashi[1,2], Gaku Hashimoto[2], Hiroshi Okuda[2], Fujio Uchiyama[1] (1. KOZO KEIKAKU ENGINEERING, 2. THE UNIVERSITY OF TOKYO)
4:15 PM - 4:30 PM

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

[1G15-19] Numerical Analysis on Damage of Structure and Defect in Materials

Chair: Yoshio Suzuki (JAEA)
4:40 PM - 6:00 PM Room G (16-207 Building No.16)

©Atomic Energy Society of Japan

[1G15] A Study for Evaluating Local Damage to Structures Subjected to Oblique Impact
*Yoshimi OHTA[1], Akemi Nishida[1], Hariji Tsubota[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
4:40 PM - 4:55 PM

[1G16] A Study for Evaluating Local Damage to Structures Subjected to Oblique Impact
*Haruji Tsubota[1], Yoshimi Ohta[1], Akemi Nishida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
4:55 PM - 5:10 PM

[1G17] Study on local failure mechanism at high temperature by test and analysis
*Mizuki Yoshida[1], Takashi Sakaguchi[1], Shigeho Kubota[1], Takuya Satou[1], Naoto Kasahara[1] (1. The University of Tokyo graduate school)
5:10 PM - 5:25 PM

[1G18] MD simulations to evaluate stable configurations of vacancy-type defect clusters in Zirconium
*Yilun Hu[1], Kohei Doihara[1], Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3] (1. Department of Systems Innovation, the University of Tokyo, 2. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3. JAEA-CCSE)
5:25 PM - 5:40 PM

[1G19] MD simulations to evaluate effects of stacking fault energies on defect formation process in crystalline materials under neutron irradiation (2)
Daiki Nakanishi[2], Yingjuan Yang[2], Tomoya Kawabata[2], *Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[3] (1. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 2. Department of Engineering, the University of Tokyo, 3. JAEA-CCSE)
5:40 PM - 5:55 PM

Room H

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

[1H01-03] Engineered Barrier System

Chair: Masato Kobayashi (RWMC)
11:10 AM - 12:00 PM Room H (16-303 Building No.16)

[1H01] Deposition behavior evaluation of supersaturated silicic acid on illite, considering the alternation of backfill material
*Shinya Oyama[1], Tsuyoshi Sasagawa[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku University, Graduate School of Engineering, Department of Quantum Science and Energy Engineering)
11:10 AM - 11:25 AM

[1H02] Study on the interactions between bentonite buffer material and high alkaline groundwater during the reflooding phase
*Shun IINUMA[1], Shingo TANAKA[2], Naoko WATANABE[2], Tamotsu KOZAKI[2] (1. School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University)
11:25 AM - 11:40 AM

[1H03] Study on the Applicability of Cast Steel Overpack - Full-scale Demonstration of Manufacturability -
*Yusuke Ogawa[1], Satoru Suzuki[1], Kazuhisa Yamashina[1], Shigeru Kubota[1], Tomoya Shinozaki[2], Osamu Kato[2] (1. NUMO, 2. KOBELCO)
11:40 AM - 11:55 AM

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

[1H04-08] Radionuclide Inventory / Chemical Form

Chair: Takumi Saito (Univ. of Tokyo)
2:45 PM - 4:05 PM Room H (16-303 Building No.16)

[1H04] Determination of ^{107}Pd in Pd recovered from spent nuclear fuel solution by laser induced photoreduction
*Shiho ASAI[1], Takumi Yomogida[1], Morihisa Saeki[2], Hironori Ohba[2], Yukiko Hanzawa[1], Takuma Horita[1], Yoshihiro Kitatsuji[1] (1. JAEA, 2. QST)
2:45 PM - 3:00 PM

[1H05] Study on analysis mathod of the palladium-107 in radioactive waste collected from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
*Yoshiyuki Sato[1,2], Takahito Tokunaga[1,2], Satoru Numayama[1,2], Kiwamu Tanaka[1,2], Takashi Ueno[1,2], Ken-ichiro Ishimori[1,2], Yutaka Kameo[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)
3:00 PM - 3:15 PM

[1H06] Investigation of the existence form of C-14 in PWR
*Yoshihiro Sema[1], Naoyuki Tamura[1], Takashi kozawa[1] (1. SAFETY ASSESSMENT GROUP DEVELOPMENT and ENGINEERING DEPT. RADIOACTIVE WASTE DISPOSAL BUSINESS DIVISION JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED)
3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[1H07] Investigation of the existence form of C-14 in PWR

*Kotaro Nakata[1], Michihiko Hironaga[1], Daisuke Minato[1], Kenichiro Kino[2], Akira Sakashita[3], Koichiro Takao[4], Tetsuo Sakakihara[5] (1. CRIEPI, 2. NDC, 3. MHI, 4. Tokyo Tech, 5. SHIKOKU ELECTRIC POWER CO INC)

3:30 PM - 3:45 PM

[1H08] Investigation of the existence form of C-14 in PWR

*Kenichiro Kino[1], Akira Sakashita[2], Koutaro Nakata[3], Shintaro Tsuji[4], Toshikazu Waki[4] (1. Nucler Development Corporation, 2. Mitsubishi Heavy Industries,LTD, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry, 4. Kansai Electric Power Co,INC)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1H09-12] Nuclide Migration

Chair: Katsuhiro Hama (JAEA)
4:05 PM - 5:10 PM Room H (16-303 Building No.16)

[1H09] Effects of borate on the formation of Calcium Silicate Hydrate and Cesium adsorption behavior

*Naoya Hara[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM

[1H10] Zirconium solubility in the presence of hydroxycarboxylic acids

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

4:20 PM - 4:35 PM

[1H11] Characterization and determination of thermodynamic quantities of humic acid dissolved in deep groundwater at Horonobe, Hokkaido, Japan(2).

*Shingo Kimuro[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Seiya Nagao[2], Motoki Terashima[3], Yuki Amano[3], Kazuya Miyakawa[3] (1. IMRAM, Tohoku Univ., 2. Institute of Nature and Environmental Technology, Kanazawa University , 3. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

[1H12] Size and compositional distributions of groundwater colloids after re-submersion

*Takumi Saito[1], Teruki Iwatsuki[2] (1. Nuclear Professional School, School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Tono Geoscience Center, Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 5:05 PM

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

[1H13-15] Performance Assessment

Chair: Taiji Chida (Tohoku Univ.)
5:10 PM - 6:00 PM Room H (16-303 Building No.16)

[1H13] FEP management for the NUMO Safety Case

*Takafumi Hamamoto[1], Susumu Kurosawa[1], Keisuke Ishida[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Katsuhiko Ishiguro[1], Masaki Tsukamoto[1], Hiroyuki Umeki[1] (1. NUMO)

5:10 PM - 5:25 PM

[1H14] Development of realistic safety assessment models for the repository designs tailored to geological settings

*Keisuke Ishida[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Katsuhiko Ishiguro[1], Masaki Tsukamoto[1], Manabu Inagaki[1], Hiroyuki Umeki[1] (1. Nuclear Waste Management Organization of Japan)

5:25 PM - 5:40 PM

[1H15] Improvement of radioactive concentration calculation method of LLW facility

*HIROSHI TAKEUCHI[1], KUNIHIRO NAKAI[1], MITSUSHI MOTOYAMA[1], Yasuhiro Kon[2], Naokazu Sumitani[3], Keiji Morimoto[3], Toshikazu Waki[3], Shintaro Tsuji[3] (1. JGC, 2. Tohoku Electric Power, 3. Kansai Electric Power)

5:40 PM - 5:55 PM

Room I

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-1 Basic Properties

[1I01-06] Fundamental property

Chair: Masahiko Osaka (JAEA)
10:15 AM - 11:55 AM Room I (16-304 Building No.16)

[1I01] Evaluation of thermal conductivities of (Ce,Gd)O2-x by Laser flash method and Molecular dynamics analysis

*MAO VAN PHAM[1], Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1], Kazuya Idemitsu[1] (1. Kyushu University)

10:15 AM - 10:30 AM

[1I02] Application of Thermodynamics for oxidation of Fe-Cr alloy in humid environment at a high temperature

*Hiroyuki Serizawa[1], Takahito Ohawa[1], Yuji Ohishi[2],

©Atomic Energy Society of Japan

Yoshiyuki Nemoto[1], Keietsu Kondo[1], Shohoji Nobumitsu[3], Yoshiyuki Kaji[1] (1. JAEA, 2. Osaka Univ., 3. Laboratório Nacional de Energia e Geologia, Laboratório de Energia)

10:30 AM - 10:45 AM

[1I03] Partitioning of Cs and Mo in steam environment

*Thi Mai Dung Do[1], Supamard Sujatanond[2], Toru Ogawa[3] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Thammasat University, 3. Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM

[1I04] First-principles calculations of physical properties of MOX fuels

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[1I05] Small Punch Test using Digital Image Correlation Technique

*Masao Itatani[1], Yuji Kitsunai[1], Seiji Sakuraya[1] (1. Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.)

11:15 AM - 11:30 AM

[1I06] Development of accident tolerant control rod

*Kinya Nakamura[1], Hirokazu Ohta[1], Takanari Ogata[1] (1. CRIEPI)

11:30 AM - 11:45 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[1I07-12] FP behavior

Chair: Hiroyuki Serizawa (JAEA)
2:45 PM - 4:25 PM Room I (16-304 Building No.16)

[1I07] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

*Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Juntaro Takada[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[1I08] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

*Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[1I09] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

*Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[1I10] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

*Masaaki Kobata[1], Tetsuo Okane[1], Keisuke Kobayashi[1], Kenji Ohwada[2], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

3:30 PM - 3:45 PM

[1I11] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

Shuhei Miwa[1], Naoya Miyahara[1], Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], *Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM

[1I12] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

*Hiroto Ishii[1], Ken Kurosaki[1,2], Yukihiro Murakami[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[3], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1. Osaka University , 2. JST PRESTO, 3. University of Fukui)

4:00 PM - 4:15 PM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[1I13-17] characteristics of fuel cladding

Chair: Ken Kurosaki (Osaka Univ.)
4:25 PM - 5:50 PM Room I (16-304 Building No.16)

[1I13] The evaluation on the applicability of SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

*Kenichiro Furumoto[1], Seiichi Watanabe[1], Teruhisa Yamamoto[1], Hideyuki Teshima[1], Shinichiro Yamashita[2], Fumihisa Nagase[2] (1. MNF, 2. JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM

[1I14] The evaluation on the applicability of SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

*Yoshinori Yamakoshi[1], Manabu Miyata[1], Kazuki Kirimura[1], Masatsugu Mizokami[1], Shinya Kosaka[1], Shinichiro Yamashita[2], Fumihisa Nagase[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:40 PM - 4:55 PM

[1I15] The high temperature strength anisotropy of full and/or partial-recrystallized Zr-Nb alloy

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], Nagasaka Takuya[2], Hiroaki Abe[1] (1. The University of Tokyo, 2. National

©Atomic Energy Society of Japan

Institute for Fusion Science)
4:55 PM - 5:10 PM

[1I16] The development of self-healing coating on zirconium alloy
*Zhengang Duan[1], Huilong Yang[2], Sho Kano[2], Kenta Murakami[2], Hiroaki Abe[2] (1. Tohoku University, 2. The University of Tokyo)
5:10 PM - 5:25 PM

[1I17] The Relationship between the Circumferential Strain and the Bending Strength after Quench of the Fuel Cladding Ballooned during a LOCA
*Takanori YUMURA[1], Masaki AMAYA[1] (1. JAEA)
5:25 PM - 5:40 PM

Room J

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

[1J01-05] Instrumentation and digital control system

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)
2:45 PM - 4:10 PM Room J (16-305 Building No.16)

[1J01] Effect on Electrical properties of High-Temperature Typed MI Cables under Gamma Irradiation
*Hiroshi Shibata[1], Tatsuya Onizawa[2], Tomoaki Takeuchi[1], Hiroko Nakano[1], Toshiaki Uehara[1], Takafumi Takeno[2], Kuniaki Miura[2], Kunihiko Tsuchiya[1] (1. JAEA Irradiation Engineering Section Neutron Irradiation and Testing Reactor Center, 2. SUKEGAWA ELECTRIC CO.,LTD.)
2:45 PM - 3:00 PM

[1J02] Corrosion Property of Sheath Materials using MI Cables at Conditions Simulated Severe Accident (2)
*Hiroko Nakano[1], Noriaki Hirota[1], Tomoaki Takeuchi[1], Hiroshi Shibata[1], Tadahiro Nemoto[2], Yukio Hanamoto[2], Kunihiko Tsuchiya[1] (1. JAEA, 2. KAKEN)
3:00 PM - 3:15 PM

[1J03] Evaluation of in-water wireless transmission system under sever conditions
*Noriaki OTSUKA[1], Tomoaki TAKEUCHI[1], Kunihiko TSUCHIYA[1], Taro SHIBAGAKI[2], Hirohisa KOMANOME[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Ikegami Tsushinki Co.,Ltd.)
3:15 PM - 3:30 PM

[1J04] Behavior of Irradiation Degradation of Image Sensor for Radiation-resistant Camera
Tomoaki Takeuchi[1], Noriaki Otsuka[1], Kunihiko Tsuchiya[1], *Shigeo Tanaka[2], Osamu Ozawa[2], Hirohisa Komanome[2], Takashi Watanabe[3], Shunji Ueno[4] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Ikegami Tsushinki CO.,LTD., 3. Brookman Technology, Inc, 4. Tokyo Nuclear Services)
3:30 PM - 3:45 PM

[1J05] The Completion of Renewing the DCS at the F institution in the JNFL Reprocessing Plant
*Hitoshi Mita[1], Takashi Miyazaki[2], Tomohito Ishikawa[2], Fumiyuki Setoguchi[1], Hiroyuki Tokoro[1], Toshiyuki Tokoro[1], Takashi Hamada[2], Toshio Kasano[2], Kenichi Tomi[2] (1. TOSHIBA Corp., 2. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED)
3:45 PM - 4:00 PM

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

[1J06-08] resilience and diagnosis

Chair: Hiroshi Ujita (Inst. for Environmental and Safety Studies)
4:10 PM - 5:00 PM Room J (16-305 Building No.16)

[1J06] Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident
*Kyoko Oba[1,2], Atsufumi Yoshizawa[3], Masaharu Kitamura[4] (1. Japan Atomic Energy Agency(JAEA), 2. Nagaoka University of Technology(Nagaoka Univ.), 3. International Research Institute for Nuclear Decommissioning(IRID), 4. Research Institute for Technology Management Strategy(TeMAS))
4:10 PM - 4:25 PM

[1J07] Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident
Atsufumi Yoshizawa[1], *Kyoko Oba[2,3], Masaharu Kitamura[4] (1. IRID, 2. JAEA, 3. Nagaoka Univ., 4. TeMS)
4:25 PM - 4:40 PM

[1J08] Diagnosis Framework based on Combined Use of Agents
*Haruna Hayasaka[1], Makoto Takahashi[1] (1. Tohoku Univ.)
4:40 PM - 4:55 PM

Room K

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1K01-04] Pool Scrubbing

Chair: Shunsuke Uchida (IAE)
10:50 AM - 12:00 PM Room K (16-306 Building No.16)

[1K01] Experimental Study on the Aerosol Removal Efficiency of Pool Scrubbing

*Miyuki Akiba[1], Akitoshi Hotta[1] (1. S/NRA/R)

10:50 AM - 11:05 AM

[1K02] Decontamination factor measurement of pool scrubbing

*HAOMIN SUN[1], YASUTERU SIBAMOTO[1], YURIA OKAGAKI[1], TAISUKE YONOMOTO[1] (1. Japan atomic energy agency)

11:05 AM - 11:20 AM

[1K03] Experimental study on aerosol behavior in a gas-liquid two-phase flow

Kazuki Yamamoto[1], Kouta Fujiwara[1], Tomohisa Yuasa[1], Shimpei Saito[1], Naoki Horiguchi[1], Akiko Kaneko[1], *Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

11:20 AM - 11:35 AM

[1K04] Experimental Study on Particle Behavior Inside a Single Rising Bubble

*Kouta Fujiwara[1], Kazuki Yamamoto[1], Shinpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Naoki Horiguchi[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[1K05-08] Source term and Filtered Vent

Chair: Tetsuaki Takeda (Univ. of Yamanashi)
2:45 PM - 3:50 PM Room K (16-306 Building No.16)

[1K05] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

*Ayumi Itoh[1], Karasawa Hidetoshi[1], Marco Pellegrini[1], Okada Hidetoshi[1], Naitoh Masanori[1] (1. The Institute of Applied Energy)

2:45 PM - 3:00 PM

[1K06] Evaluation of Fission Product Released during the NPP Sevier Accident

*Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Ito[1], Marco Pellegrini[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naito[1] (1. Institute of Applied Energy)

3:00 PM - 3:15 PM

[1K07] Development of evaluation method for two-phse flow in Venturi scrubber for filtered venting

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

3:15 PM - 3:30 PM

[1K08] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

*Tadashi Narabayashi[1], Akinori Ishii[1], Go Chiba[1], Masanobu Sato[2], Takao Masuda[1] (1. Hokkaido University, 2. Tohoku University)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1K09-13] Liquid-Metal Thermal Hydraulics

Chair: Shinji Ebara (Tohoku Univ.)
3:50 PM - 5:10 PM Room K (16-306 Building No.16)

[1K09] Advancement of Sodium-water Reaction Phenomenon Analysis Code SERAPHIM

*Akihiro Uchibori[1], Akira Watanabe[2], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA, 2. NDD)

3:50 PM - 4:05 PM

[1K10] Hierarchical Analysis on factors related to self-wastage phenomenon in sodium-water reaction

*SUNGHYON JANG[1], Akira Yamaguchi[1] (1. The University of Tokyo)

4:05 PM - 4:20 PM

[1K11] Developmentof Evaluation Method for Cold Trap in FBR

*Akinori Tamura[1], Shiro Takahashi[1], Hiroyuki Nakata[2], Akio Takota[2] (1. Hitachi Ltd., R&D Group, 2. HGNE)

4:20 PM - 4:35 PM

[1K12] Development of Evaluation Method for Cold Trap in FBR

*Shiro Takahashi[1], Akinori Tamura[1], Hiroyuki Nakata[2], Akio Takota[2] (1. Hitachi, 2. Hitachi-GE)

4:35 PM - 4:50 PM

[1K13] Computational Study of Forced Convection Heat Transfer for Heating of Liquid Metal in a Circular Tube

*Koichi Hata[1], Katsuya Fukuda [1], Suguru Masuzaki [2] (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, 2. National Institute for Fusion Science)

4:50 PM - 5:05 PM

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

©Atomic Energy Society of Japan

[1K14-16] Two-Phase Flow and Phase Change 1

Chair: Michio Murase (INSS)
5:10 PM - 6:00 PM Room K (16-306 Building No.16)

[1K14] Development of a Drift Flux Model for Rod Bundle Geometries at Low Flow and Pressure Conditions
*Ikuo Kinoshita[1], Toshihide Torige[1], Joshua Paul Schlegel[2], Takashi Hibiki[3] (1. INSS, 2. Missouri S&T, 3. Purdue Univ.)
5:10 PM - 5:25 PM

[1K15] Basic Experiment on Void Drifting Characteristics around a Cylindrical Obstacle under Stagnant Water Condition
*Akinori SATO[1], Shinichiro UESAWA[2], Hiroyuki YOSHIDA[2], Kazuyuki TAKASE[1] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)
5:25 PM - 5:40 PM

[1K16] Development of Prediction Technology of Two-Phase Flow Dynamics under Earthquake Acceleration
Akifumi Miyazaki[1], *Yuchen Wu[1], Akiko Kaneko[1], Hideaki Monji[1], Hiroyuki Yoshida[2], Yutaka Abe[1] (1. Tsukuba Univ., 2. JAEA)
5:40 PM - 5:55 PM

Room L

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

[1L01-06] HLW Treatment

Chair: Daisuke Akiyama (Tohoku Univ.)
2:45 PM - 4:20 PM Room L (16-503 Building No.16)

[1L01] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
*Akihiro Suzuki[1], Fumiki Mizusako[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Tetsuo Fukasawa[3], Kuniyoshi Hoshino[3], Yusa Muroya[4], Tatsuro Matsumura[5] (1. NFD, 2. Kyushu Univ., 3. Hitachi-GE, 4. Osaka Univ., 5. JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[1L02] Development of Separation Process of High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids
*Tadayuki Takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1. Department of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)
3:00 PM - 3:15 PM

[1L03] Separation and Recovery of Se, Zr, Pd, Cs from high-level radioactive waste by using ion exchange method
*Tatsuya Suzuki[1], Satoko Ikezu[1], Yu Tachibana[1], Masanobu Nogami[2] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Kindai University)
3:15 PM - 3:30 PM

[1L04] A spectroscopic study on interface toward improvement of solvent extraction method for high-level liquid waste
*Ryoji Kusaka[1], Masayuki Watanabe[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
3:30 PM - 3:45 PM

[1L05] Selective Separation and Recovery of Ruthenium from High-level Liquid Waste and its Effective Utilization
*Tatsuya ITO[1], Seong-Yun KIM[1], Nobumichi NAGANO[1], Keitaro HITOMI[1] (1. Dept. of Quant. Sci. and Energy Eng., Grad. Sch. of Eng., Tohoku Univ.)
3:45 PM - 4:00 PM

[1L06] Recovery of palladium by radioresistant microorganisms
Norizo Saito[1], Ryutaro Fujimori[1], Yutaro Kinoshita[1], Masakazu Furuta[1], Toshiyuki Nomura[1], *Yasuhiro Konishi[1] (1. Osaka Prefecture University)
4:00 PM - 4:15 PM

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

[1L07-12] Predisposal management of Fukushima Accident waste

Chair: Tatsuya Suzuki (Nagaoka Univ. of Tech.)
4:20 PM - 5:55 PM Room L (16-503 Building No.16)

[1L07] Examination of the Decontamination Method for Contaminated Concrete Rubble
*Akira Hasegawa[1], Kohei Shibata[1], Shunta Sakuragi[1] (1. ATOX CO., LTD.)
4:20 PM - 4:35 PM

[1L08] Development of the treatment technology using a molten salt for contaminated concrete.
*Yu YAMASHITA[1], Shohei KANAMURA[1], Masaru YUHARA[1] (1. Toshiba Corporation, Power and Industrial Systems Research and Development Center, Nuclear Chemical and Cycle Technology R&D Dept.)
4:35 PM - 4:50 PM

[1L09] Influence of ultrasonic irradiation on Cs

©Atomic Energy Society of Japan

retainment ability of the biotite
*Makoto Arisaka[1] (1. JAEA)
4:50 PM - 5:05 PM

[1L10] Irradiation experiments of simulated carbonate slurry in HIC
*Takafumi Motooka[1], Yamagishi Isao[1] (1. JAEA)
5:05 PM - 5:20 PM

[1L11] Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP
*Koji Yamakado[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Nobuaki Sato[2], Akira Kirishima[2], Daisuke Akiyama[2] (1. Kyushu Univ., 2. Tohoku Univ.)
5:20 PM - 5:35 PM

[1L12] Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluent at Fukushima Dai-ichi NPP
*Daisuke Akiyama[1], Atsushi Tsuchiya[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2] (1. Tohoku Univ., 2. Kyushu Univ.)
5:35 PM - 5:50 PM

Room M

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

[1M01-04] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident

Chair: Chiaki Kino (IAE)
10:05 AM - 11:10 AM Room M (16-504 Building No.16)

[1M01] IC was no operation between earthquake and tunami in F1 No.1 Reactor
*kiyoshi yoneyama[1] (1. H.O.Yoneyama)
10:05 AM - 10:20 AM

[1M02] Final Report of Study Group on Tsunami Countermeasures for Fukushima Accident
*Ritsuo Yoshioka[1], Masaaki Fuchigami[2], Kenji Iino[3] (1. Japan Functional Safety Laboratory, 2. Komatsu Ltd., 3. SYDROSE LP)
10:20 AM - 10:35 AM

[1M03] Correction for pressure measurement data of Fukushima Daiichi NPP Unit 3 and hints for understanding on accident progression behavior based on the corrected data
*Ikken Sato[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
10:35 AM - 10:50 AM

[1M04] Investigation of the accident events which occurred in TEPCO Fukushima Daiichi NPS (second report)
*Yoshitaka Yoshida[1], Takeshi Matsuoka[1], Takashi Sawada[1], Genki Yagawa[1], Naoto Sekimura[1], Ayao Tsuge[1], Hideki Nariai[1], Masaki Shiratori[1], Hiroshi Miyano[1] (1. Working Group on Fukushima Nuclear Accident, SCJ)
10:50 AM - 11:05 AM

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

[1M05-07] Reprocessing Plant

Chair: Yoshitaka Yoshida (INSS)
11:10 AM - 12:00 PM Room M (16-504 Building No.16)

[1M05] Study on the combustion behaivior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant
*Takashi Kobayashi[1], Takeshi Mikami[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kohei Otake[2], Nobuyuki Arai[2] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Iimited)
11:10 AM - 11:25 AM

[1M06] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant
*Wenbin Dai[1], Yoshinori Hirashima[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudou[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Nobuyuki Arai[2] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)
11:25 AM - 11:40 AM

[1M07] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant
*Tatsuya Kudou[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Ootake[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Materials Corporation)
11:40 AM - 11:55 AM

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

[1M08-11] External Hazard Including Security Issue

Chair: Hidehiko Kuroda (TOSHIBA)

©Atomic Energy Society of Japan

2:45 PM - 3:50 PM Room M (16-504 Building No.16)

[1M08] Research and Development of Probabilistic Risk Assessment Methodology of External Hazard Combinations

*Yasushi OKANO[1], Hidemasa Yamano[1], Takashi Takata[1], Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M09] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

*Hidemasa Yamano[1], Hiroyuki Nishino[1], Kennichi Kurisaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M10] Interface of Nuclear Safety and Security

*Kazuyuki Demachi[1], Mitsutoshi Suzuki[2], Takashi Takata[2], Yoshiki Kimura[2], yo Nakamura[2], Masaaki Suzuki[3], Yoshiyuki Narumiya[4], Hiroshi Miyano[5] (1. The University of Tokyo, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Tokyo University of Science, 4. Kansai Electric Power Co., Inc., 5. Hosei University)

3:15 PM - 3:30 PM

[1M11] Interface of Nuclear Safety and Security

*Mitsutoshi Suzuki[1], Kazuyuki Demachi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1M12-18] Evaluation of Source Term and Radiation Dose

Chair: Shogo Higaki (Univ. of Tokyo)

3:50 PM - 5:45 PM Room M (16-504 Building No.16)

[1M12] Adsorption characteristics of methyl iodine on AgX in low temperature region-Part 2

*Toshiki Kobayashi[1], Jifeng Wang[1], Yoshihiro Ishikawa[1], Yuichiro Uzuyama[1], Koji Endo[1] (1. Rasa Industries. LTD. Electronic Materials Div.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1M13] Analysis of iodine behavior experiments under the severe accident condition using MAAP5 code

*Toru Sakamoto[1], Daisuke Fujiwara[1] (1. TEPSYS)

4:05 PM - 4:20 PM

[1M14] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*Koichi Nakamura[1], Yoko Yamane[2], Keigo Murata[3], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Advancesoft Corporation, 3. Trust Tech)

4:20 PM - 4:35 PM

[1M15] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*Yoko Yamane[1], Koichi Nakamura[2], Keigo Murata[3], Atsushi Ui[2], Hiroshi Endo[2] (1. Advancesoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. Trust Tech)

4:35 PM - 4:50 PM

[1M16] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*Keigo Murata[1], Koichi Nakamura[3], Yoko Yamane[2], Atsushi Ui[3], Hiroshi Endo[3] (1. TRUSTTECH Corporation, 2. AdvanceSoft Corporation, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:50 PM - 5:05 PM

[1M17] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*Taizo Kanai[1], Hiroshi Endo[1] (1. CRIEPI)

5:05 PM - 5:20 PM

[1M18] Development of the evaluation method of cesiumu release in lebvel 2 probabilistic risk assessment

*Hiroshi Endo[1], Yoko Yamane[2], Koichi Nakamura[1], Atsushi Ui[1], Taizo Kanai[1], Keigo Murata[3] (1. CRIEPI , 2. AdvanceSoft Corp., 3. Trust Tech Corp.)

5:20 PM - 5:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Mon. Mar 27, 2017

Room B

[1B_GM]「核融合工学部会」第48回全体会議
12:00 PM - 12:30 PM Room B (16-102 Building No.16)

[1B_GM] General Meeting

Room C

[1C_GM]「加速器・ビーム科学部会」第37回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room C (16-203 Building No.16)

[1C_GM] General Meeting

Room E

[1E_GM]「社会・環境部会」第36回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room E (16-205 Building No.16)

[1E_GM] General Meeting

Room G

[1G_GM]「計算科学技術部会」第21回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room G (16-207 Building No.16)

[1G_GM] General Meeting

Room I

[1I_GM]「核燃料部会」第44回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room I (16-304 Building No.16)

[1I_GM] General Meeting

Room J

[1J_GM]「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第55回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room J (16-305 Building No.16)

[1J_GM] General Meeting

Room K

[1K_GM]「熱流動部会」第48回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room K (16-306 Building No.16)

[1K_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture (Free Entry) | Board and Committee | Ethics Committee

[1D_PL] Study for "Can nuclear energy be a future technology"

Chair: Kyoko Ooba (JAEA)

Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room D (16-204 Building No.16)

[1D_PL01] Struggling for Social Receptivity of Nuclear Technology

*Akimi Serizawa[1,2]、Yasushi Saito[1,3]（1. JSPS, 2. Professor Emeritus of Kyoto Univ., 3. Kyoto Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

2017 年春の年会

倫理委員会セッション

「原子力は未来技術たり得るか」の検討
Study for "Can nuclear energy be a future technology"
社会から受容される原子力に向けて
Struggling for Social Receptivity of Nuclear Technology

*芹澤昭示[1]、*齊藤 泰司[2]、歌野原 陽一[3]、小澤 達也[4]、北田 孝典[5]、今野 眞樹[6]、澤田 佳代[7]、真鍋 勇一郎[5]
[1]京大名誉、[2]京大炉、[3]INSS、[4]川崎重工、[5]大阪大、[6]三菱重工、[7]名古屋大

原子力の社会受容性向上に必要と考えられる要件について、日本学術振興会先導的研究開発委員会「原子力は未来技術たりえるか」において議論した内容について述べる。

キーワード：安全性向上、核セキュリティ、社会受容性、リスクコミュニケーション

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故を経た現在、原子力技術の今後については、単なる技術論を越えて、社会受容性、社会/経済システムの在り方、今後のエネルギー政策などを含めた極めて多角的な議論が必要となっている。日本学術振興会先導的研究開発委員会「原子力は未来技術たりえるか」（委員長：芹澤昭示）は、産・官・学界の若手研究者・技術者が集まり、原子力をあらゆる角度から見つめ、自由闊達な意見交換・議論を深化させる場を創出し、深く幅広い知見と倫理観を共有することを目的に設置された。本委員会では、幅広いテーマを取り上げた講演会、WG 活動、委員自身の研究紹介、グループ討論、原子力関連施設の視察研修など行った。WG 活動については、2 つの WG が設置され、抽出した論点に基づいて各々の提言をまとめた。本稿では、委員会の設立趣旨と活動概要および第 2WG で得られた意見を中心に述べる。

2. 委員会活動について

本委員会は 2013 年 10 月 1 日~2016 年 9 月 30 日までの 3 ヵ年として設置され、12 回の幹事会、13 回の委員会活動（11 回 31 件の講演会、3 回の現場視察研修を実施）を行った。講演会においては、毎回主テーマを設定し、原子力推進・反対を問わず、第一線の講師を産・官・学界から招き、活発な討論と多様な議論を通して、理解を共有するように努めた。さらに、原子力事故の実態及び原子力技術開発の現状を肌で感じ理解するために東京電力福島第一原子力発電所および六ケ所再処理工場、中部電力浜岡原子力発電所等々の視察研修を行った。

WG 活動では、関東地区（第 1WG）と東海・関西地区（第 2WG）においてそれぞれ自由な討論活動を行い、主に原子力技術の社会受容性を中心に意見を集約した。詳細は、委員会報告書[1]を参照されたい。

3. 第 2WG における主な論点

第 2WG では、主に、「原子力が社会に受容されるに必要な技術」と「原子力の社会受容性向上に必要と考えられる要件」について、多角的に検討を行い、特にリスクコミュニケーションによる合意形成における問題点、原子力技術の新たな展開、原子力事故即応部隊の設立について意見をまとめた。

参考文献

[1] 日本学術振興会先導的研究開発委員会「原子力は未来技術たりえるか」報告書（2016）

*Akimi Serizawa[1], *Yasushi Saito[2], Yoichi Utanohara[3], Tatsuya Ozawa[4], Takanori Kitada[5], Motoki Konno[6], Kayo Sawada[7], Yuichiro Manabe[5]
[1]Kyoto Univ., [2]KURRI, [3]INSS, [4]KHI, [5]Osaka Univ., [6]MHI, [7]Nagoya Univ.

Planning Lecture (Free Entry) | Board and Committee | Equal Opportunity Committee

[1F_PL] Draw your career plan by multi-generation role models

Advice on how to work from senior active female women

Chair: Yoko Kobayashi (NRA)

Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room F (16-206 Building No.16)

[1F_PL01] My motivation for specializing nuclear engineering, what obtained from the current research

*Yuri Tajimi[1] (1. Tokyo City Univ.)

[1F_PL02] My involvement with Nuclear power

*Nao Tsutsui[1] (1. JAEA)

[1F_PL03] Career formation in nuclear industry

*Urara Watanabe[1] (1. TOSHIBA)

[1F_PL04] Meet your vocation, grasp your suitable job

*Junko Ogawa[1] (1. Souei Co.)

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

男女共同参画委員会セッション

多世代ロールモデルで描くキャリアプラン
－活躍する先輩女性からの働き方アドバイス－

Draw your career plan by multi-generation role models.
-Advice on how to work from senior active female women-

男女共同参画委員会（以下、「本委員会」）では、従来から原子力・放射線分野への女性の参画を促し、日本原子力学会の女性比率改善に向けた取組みを行っている。

2016 年秋の大会の本委員会の企画セッションでは、これまでの本委員会の活動成果を報告し、得られた知見を会員と共有する内容として実施したが、本委員会で作成したロールモデル集についての紹介も行った所、若手の女性聴講者から「原子力関連産業で働く中で、ロールモデルとなる先輩方の存在は精神的支えとなる。特に、各世代の先輩方から年代を経るごとのキャリア形成の具体的なイメージを頂けると良い。また、ロールモデルとなる先輩方と人的ネットワークの構築ができると良い」という主旨の意見も聞かれた。

また、女性会員同士のネットワーク形成については、2016 年秋の大会より前の企画セッションに参加した女性聴講者からも多く要望が聞かれており、比較的高いニーズであると考えられる。

このような現状を踏まえ、今回の企画セッションでは、原子力・放射線分野の女性従事者について、原子力関連専攻の学生から管理職クラスまで、各世代からパネリストを選出したパネルディスカッションを行うものとする。

パネリストは以下の方々を予定している。

（パネリスト１）東京都市大学　田治見祐里　氏
（パネリスト２）日本原子力研究開発機構　筒井菜緒　氏
（パネリスト３）東芝　渡邉　和　氏
（パネリスト４）株式会社双映及び前本委員会委員長　小川順子　氏

このパネルディスカッションにおいては、パネリストの現在の業務や過去のキャリア形成の過程、仕事と家庭両立の状況などを簡潔に講演して頂き、聴講者へのロールモデル提示となるようにする。また、質疑応答・意見交換も行い、パネリストとの交流が図れるようにし、本企画セッションが人的ネットワーク構築の一契機となるようにする。

以上

2017年春の年会

男女共同参画委員会セッション

多世代ロールモデルで描くキャリアプラン
－活躍する先輩女性からの働き方アドバイス－

Draw your career plan by multi-generation role models.
-Advice on how to work from senior active female women-

男女共同参画委員会（以下、「本委員会」）では、従来から原子力・放射線分野への女性の参画を促し、日本原子力学会の女性比率改善に向けた取組みを行っている。

2016 年秋の大会の本委員会の企画セッションでは、これまでの本委員会の活動成果を報告し、得られた知見を会員と共有する内容として実施したが、本委員会で作成したロールモデル集についての紹介も行った所、若手の女性聴講者から「原子力関連産業で働く中で、ロールモデルとなる先輩方の存在は精神的支えとなる。特に、各世代の先輩方から年代を経るごとのキャリア形成の具体的なイメージを頂けると良い。また、ロールモデルとなる先輩方と人的ネットワークの構築ができると良い」という主旨の意見も聞かれた。

また、女性会員同士のネットワーク形成については、2016 年秋の大会より前の企画セッションに参加した女性聴講者からも多く要望が聞かれており、比較的高いニーズであると考えられる。

このような現状を踏まえ、今回の企画セッションでは、原子力・放射線分野の女性従事者について、原子力関連専攻の学生から管理職クラスまで、各世代からパネリストを選出したパネルディスカッションを行うものとする。

パネリストは以下の方々を予定している。

（パネリスト１）東京都市大学　田治見祐里　氏
（パネリスト２）日本原子力研究開発機構　筒井菜緒　氏
（パネリスト３）東芝　渡邉　和　氏
（パネリスト４）株式会社双映及び前本委員会委員長　小川順子　氏

このパネルディスカッションにおいては、パネリストの現在の業務や過去のキャリア形成の過程、仕事と家庭両立の状況などを簡潔に講演して頂き、聴講者へのロールモデル提示となるようにする。また、質疑応答・意見交換も行い、パネリストとの交流が図れるようにし、本企画セッションが人的ネットワーク構築の一契機となるようにする。

以上

2017年春の年会

男女共同参画委員会セッション

多世代ロールモデルで描くキャリアプラン
－活躍する先輩女性からの働き方アドバイス－

Draw your career plan by multi-generation role models.
-Advice on how to work from senior active female women-

男女共同参画委員会（以下、「本委員会」）では、従来から原子力・放射線分野への女性の参画を促し、日本原子力学会の女性比率改善に向けた取組みを行っている。

2016 年秋の大会の本委員会の企画セッションでは、これまでの本委員会の活動成果を報告し、得られた知見を会員と共有する内容として実施したが、本委員会で作成したロールモデル集についての紹介も行った所、若手の女性聴講者から「原子力関連産業で働く中で、ロールモデルとなる先輩方の存在は精神的支えとなる。特に、各世代の先輩方から年代を経るごとのキャリア形成の具体的なイメージを頂けると良い。また、ロールモデルとなる先輩方と人的ネットワークの構築ができると良い」という主旨の意見も聞かれた。

また、女性会員同士のネットワーク形成については、2016 年秋の大会より前の企画セッションに参加した女性聴講者からも多く要望が聞かれており、比較的高いニーズであると考えられる。

このような現状を踏まえ、今回の企画セッションでは、原子力・放射線分野の女性従事者について、原子力関連専攻の学生から管理職クラスまで、各世代からパネリストを選出したパネルディスカッションを行うものとする。

パネリストは以下の方々を予定している。

（パネリスト１）東京都市大学　田治見祐里　氏
（パネリスト２）日本原子力研究開発機構　筒井菜緒　氏
（パネリスト３）東芝　渡邉　和　氏
（パネリスト４）株式会社双映及び前本委員会委員長　小川順子　氏

このパネルディスカッションにおいては、パネリストの現在の業務や過去のキャリア形成の過程、仕事と家庭両立の状況などを簡潔に講演して頂き、聴講者へのロールモデル提示となるようにする。また、質疑応答・意見交換も行い、パネリストとの交流が図れるようにし、本企画セッションが人的ネットワーク構築の一契機となるようにする。

以上

2017年春の年会

男女共同参画委員会セッション

多世代ロールモデルで描くキャリアプラン
－活躍する先輩女性からの働き方アドバイス－

Draw your career plan by multi-generation role models.
-Advice on how to work from senior active female women-

男女共同参画委員会（以下、「本委員会」）では、従来から原子力・放射線分野への女性の参画を促し、日本原子力学会の女性比率改善に向けた取組みを行っている。

2016 年秋の大会の本委員会の企画セッションでは、これまでの本委員会の活動成果を報告し、得られた知見を会員と共有する内容として実施したが、本委員会で作成したロールモデル集についての紹介も行った所、若手の女性聴講者から「原子力関連産業で働く中で、ロールモデルとなる先輩方の存在は精神的支えとなる。特に、各世代の先輩方から年代を経るごとのキャリア形成の具体的なイメージを頂けると良い。また、ロールモデルとなる先輩方と人的ネットワークの構築ができると良い」という主旨の意見も聞かれた。

また、女性会員同士のネットワーク形成については、2016 年秋の大会より前の企画セッションに参加した女性聴講者からも多く要望が聞かれており、比較的高いニーズであると考えられる。

このような現状を踏まえ、今回の企画セッションでは、原子力・放射線分野の女性従事者について、原子力関連専攻の学生から管理職クラスまで、各世代からパネリストを選出したパネルディスカッションを行うものとする。

パネリストは以下の方々を予定している。

（パネリスト１）東京都市大学　田治見祐里　氏
（パネリスト２）日本原子力研究開発機構　筒井菜緒　氏
（パネリスト３）東芝　渡邉　和　氏
（パネリスト４）株式会社双映及び前本委員会委員長　小川順子　氏

このパネルディスカッションにおいては、パネリストの現在の業務や過去のキャリア形成の過程、仕事と家庭両立の状況などを簡潔に講演して頂き、聴講者へのロールモデル提示となるようにする。また、質疑応答・意見交換も行い、パネリストとの交流が図れるようにし、本企画セッションが人的ネットワーク構築の一契機となるようにする。

以上

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

[1L_PL01] Solar Car : Development and Activity of Tokai University

Chair: Toshiaki Ohe (Tokai Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 10:00 AM - 11:00 AM Room L (16-503 Building No.16)

[1L_PL0101] Solar Car : Development and Activity of Tokai University

*Hideki Kimura[1] （1. Tokai Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

特別講演

Special Lecture

東海大学ソーラーカーの開発と活動

Solar Car Development and Activity of Tokai University

木村 英樹 [1]

[1] 東海大学

1. はじめに

石油資源枯渇や地球温暖化に対処する創エネ・省エネ技術を高めるという視点から、1991 年に東海大学ソーラーカープロジェクトが立ち上がり、これまでに 11 台のクルマを開発・製作してきた。当初は、変換効率 13%程度の太陽電池を用い、鉄にフレームボディ、自転車用のタイヤを用い、汎用モータを使用し、鉛やニッケル亜鉛電池を搭載するなどで、40km/h の巡航速度を出せる程度であった。それが今日では、23%台の太陽電池、カーボンモノコックボディ、大径狭幅ラジアルタイヤ、鉄系アモルファスコアダイレクトドライブモータ、リチウムイオンバッテリなどを応用した結果、100km/h の速度を維持し、1 日あたり 700km 以上の航続距離を実現するに至っている（図 1）。ここでは、オーストラリア大陸縦断ソーラーカーレースのために、東海大学を中心に開発されたソーラーカーの技術とともに、チームの活動について紹介する。

図 1　ソーラーカー「東海チャレンジャー」

図 2　ソーラーカー用太陽電池モジュール HIT

2. ソーラーカーの開発ポイント

2-1. 太陽電池モジュール

太陽電池はソーラーカーのエネルギー源であり、その出力はクルマの性能に大きく影響する。かつては、宇宙用多接合化合物太陽電池が用いられたこともあったが、現在は比較的安価な民生用太陽電池の利用が有利になるようレギュレーションが定められている。搭載量はセル面積で規定されており、かつては $8m^2$ 程度だったものが 2007 年に $6m^2$ になり、2017 年からは $4m^2$ になる。このような面積削減は、一般公道で行われるソーラーカーレースの走行速度が 100km/h 以下になるよう抑えるためである。当チームでは、単結晶シリコンとアモルファスシリコンをハイブリッド接合したパナソニック太陽電池 HIT（図 2）を、軽量ラミネート封止したモジュールを開発し搭載している。変換効率は 23.2%であり、民生用として世界最高水準の性能を得ている。

2-2. 軽量&低空力ボディ

ソーラーカーに限らず、移動体は軽量である方が省エネであるとともに、登坂・加速・コーナリング・ブレーキングなどの性能が向上する。また、空気抵抗が少ない形状のボディに、できるだけ太陽電池モジュールを 1 日あたりの発電量が多くなるようにレイアウトする必要がある。相反しやすい両者のバランス

を取りながら設計・製作が行われる。ボディ材料として東レの炭素繊維トレカを採用し、標準的な引張強度と弾性率をもつ T300 よりもハイグレード炭素繊維として、強度に優れた T700、T800 を使用するとともに、弾性率に優れた M60 を使い分けることで、バッテリ込み車両重量 125～160kg（ドライバーを除く）という軽量化を実現した。ボディ形状は 3D CAD を用いて設計され、CFD 解析ソフト SCRYU Tetra を用いて評価を行った。

図 3　炭素繊維強化プラスチック製軽量ボディ

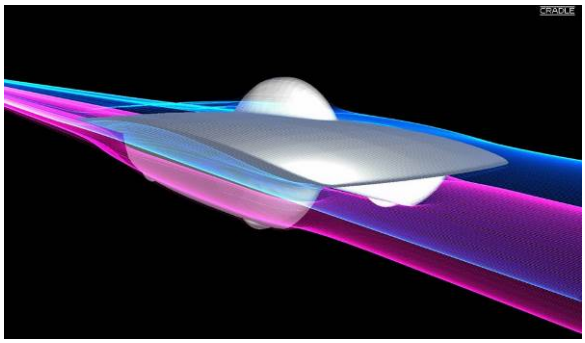


図 4　CFD による空力解析

2-3. タイヤ

ソーラーカー開発の黎明期は適当なタイヤが存在しなかったため、自転車用タイヤやそれを改良したものを用いていたことから、パンクが多いなどの課題があった。ソーラーカーの速度が高速化することで、4 輪化が義務づけられ、低転がり抵抗を実現したソーラーカー用タイヤが開発された。当チームでは、ブリヂストンが開発している高速公道走行に対応した大径狭幅ラジアルタイヤである、エコピア with Ologic 95/80R16 を採用し、テストコースにおける走行試験などを行った。乗用車用タイヤの数分の 1 という驚異的な転がり抵抗係数を達成した。

2-4. モータ

高効率とともに軽量性が求められるモータは、永久磁石（PM）として最強のネオジム磁石が表面に取り付けられ、チェーンやギヤを省いたダイレクトドライブ機構としている。最も特徴的であるのは、電磁石のコア材に鉄系アモルファス箔を積層したものを採用していることである。ミツバを中心に、JTEKT、日本ケミコンなどの企業が持てる技術出し合い、たとえばセラミック（窒化ケイ素）を軸受けの玉としたボールベアリングを採用することで、機械損失の低減を図るなどの試みも行われた。モータコントローラ＋モータのピーク変換効率は 98%程度に達し、さらに回生ブレーキ機能も組み込まれた。

図 5　ソーラーカー用ラジアルタイヤ

図 6　高効率ダイレクトドライブモータ

2-5. バッテリ

各種モバイル機器の普及や電気自動車の実用化は、リチウムイオン電池の性能の向上があったからに他ならない。ソーラーカーではパナソニック製円筒型高容量リチウムイオン電池を組電池として、バッテリを構成している。旅客機やスマートフォンにおける火災事故が問題になる中、BMS（バッテリ監視システ

ム）に加え、類焼防止対策などの安全への配慮を行ったバッテリを独自に開発し搭載している。

3. ソーラーカーの運用

3-1. テレメトリおよび気象データ計測

ソーラーカーは、太陽光発電によって得られるエネルギーと、走行によって消費されるエネルギーのバランスを取ることが重要である。F1 レースなどと同様に、ドライバーを運転に集中させるため、太陽光発電電力、モータ消費電力、車速、スロットル開度などの情報を無線で飛ばし、サポートカーで処理した結果を基に、目標速度指示を行っている。また、ヨットレースなどと同様に風の影響を大きく受けるため、風向・風速などの気象データを取得するセンサーをサポートカーに搭載している。

3-2. 衛星画像処理による運行支援

ソーラーカーレースで最も変化するのは、太陽光発電量である。晴天時は予測しやすいが、曇天になると、晴天時に対して何%程度が得られるのかを事前に予測することは、かなり困難である。そこで、長幸平教授、中島孝教授の研究グループの協力を得て、2015 年に運用がはじまった気象衛星ひまわり 8 号によるオーストラリアの画像を 10 分ごとに入手できるようにし、様々な波長バンドの画像から日射量推定を可能にしたシステムをレースで活用している。

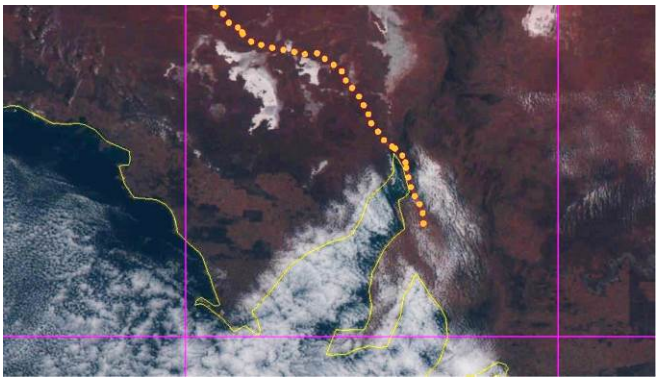


図 7　ひまわりによる高精細衛星画像

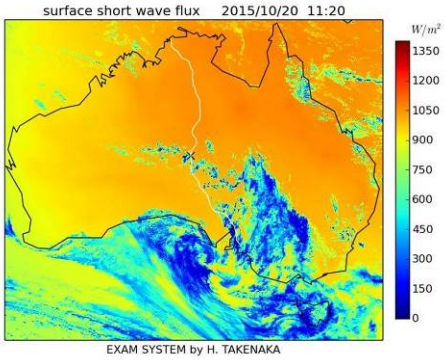


図 8　日射量推定システムによる画像

4. ソーラーカーを用いたグローカル活動

4-1. チャレンジセンターによるプロジェクト活動

社会的実践力を涵養する場として、本学は 2006 年にチャレンジセンターを設置した。ものつくり・地域活性・ボランティア・国際交流などが行われており、2017 年度は 21 件の大型プロジェクト（でかちゃれ）が実施された。ソーラーカーの活動はこれらの中に位置し、開発・製作以外にも他のプロジェクトと連携して震災時の独立型太陽発電システムを提供したり、乾電池を動力源とした有人飛行機の電気システムの支援などをおこなったりしている。

図 9　独立型太陽光発電をも応急仮設公民館

図 10　びわ湖を飛んだ乾電池有人飛行機

4-2. 地域連携活動

本学は、湘南キャンパスが所在する神奈川県ならびに、平塚市・秦野市・伊勢原市・大磯町などと提携し、To-Collabo プラグラム（地域連携活動）を展開している。その一例として、ソーラーカーチームは地域の産業フェアなど各種イベントへの出展や、近隣の小学生を対象としたエコカー教室の実施などを行ってきた。神奈川県との包括提携では、エネルギー問題への関心を啓発し、噴火による風評被害を減少させる観点から、2016 年 3 月に箱根町と共同で芦ノ湖スカイラインにおけるソーラーカーの走行デモを実施した。

4-3. 国際交流活動

東海大学ソーラーカーは、海外からの注目度が高い。2013 年以降だけでもケリー・米国国務長官、ムハンマド・アブダビ皇太子、ナザルバエフ・カザフスタン大統領らが見学されるという栄誉が与えられた。2014 年には、国際石油開発帝石による支援を受けながらアブダビの石油大学とのソーラーカー共同開発を行い、2015 年にアブダビ行われた国際ソーラーカーレースで、米国ミシガン大学に次いで 2 位になるといった成果に貢献した。このような活動は、日本のエネルギー資源外交の視点からも高く評価された。

図 9　ケリー米国国務長官と学生の交流

図 10　アブダビ石油大学との共同開発

4-4. ブランディング活動

ソーラーカーは多くのスポンサーである企業・団体などの支援を受けており、広報成果もひとつの達成すべき目標としている。大正製薬やパナソニックなどの TVCM などでも、ソーラーカーや乾電池有人飛行機を見た記憶がある人も多いのではないだろうか。チームとしても YouTube・Facebook・WEB などのネット媒体や、チラシ・ポスターといった紙媒体をはじめとして、各種メディアを利用したブランディング活動を積極的に行っている。

5. 今後の動向

ここでは、東海大学ソーラーカーの技術と活動について紹介した。2017 年はオーストラリアでの Bridgestone World Solar Challenge の 30 周年大会が開催される年である。当チームは、この大会で 2009 年と 2011 年に優勝して以来、2 大会ほど 2 位や 3 位に甘んじている。次回は 1987 年当初の半分となる 4m^2 以下といった太陽電池面積になるなど大きな変化があるので、創意工夫を生かせるチャンスがある。24%付近の太陽電池出力をいかにして多く獲得できるかが開発の焦点になるだろう。軽量かつ低空力ボディなどの開発・製作も鋭意進行中である。2017 年 10 月 8 日にはじまる同大会では、オランダのデルフト工科大学・トゥエンテ大学、アメリカのミシガン大学・スタンフォード大学といったライバルチームたちに打ち勝ち、優勝トロフィーを奪還したいと考えている。ぜひ注目していただき、応援をよろしくお願いしたい。

Hideki Kimura[1]

[1]Tokai Univ.

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Fusion Engneering Division, Materials Science and Technology Division

[1B_PL] Present status and issues for material development for advanced reactor

Chair: Toshihiko Yamanishi (QST)

Mon. Mar 27, 2017 12:30 PM - 2:30 PM Room B (16-102 Building No.16)

[1B_PL01] Current Status of Reduced Activation Ferritic/Martensitic ODS Steel development for Fusion Reactor System Applications

*Tae Kyu Kim[1] (1. KAERI)

[1B_PL02] Microstructural stability of SiC under irradiation

*Sosuke Kondo[1] (1. Kyoto Univ.)

[1B_PL03] Diffusion Bonding of Austenitic Alloys for High Temperature Nuclear Systems

*Changheui Jang[1] (1. KAIST)

[1B_PL04] Dissimilar-metals bonding for oxide-dispersion-strengthened steels

*Takuya Nagasaka[1] (1. NIFS)

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

核融合工学部会、材料部会合同セッション

先進炉に跨がる材料開発の現状と課題

Present status and issues for material development for advanced reactor

Current Status of Reduced Activation Ferritic/Martensitic ODS Steel development for Fusion Reactor System Applications

*Tae Kyu Kim

Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, Korea

1. Introduction

Future fusion reactor system will be dependent increasingly on reduced activation structural materials to reliably high performance with favorable attributes. RAFM-ODS steel has been considered as one of candidate materials of a structural component in a fusion reactor system due to its superior mechanical properties and high-energy neutron irradiation resistance at high temperatures. RAFM-ODS steel has been developed in the Korea Atomic Energy Research Institute [1], and the current status of their development is introduced in this paper.

2. Current status of RAFM-ODS steel development

2-1. Advanced RAFM-ODS steel development

According to advanced fusion reactor designs, the operation at higher temperatures under high-energy neutrons as well as helium production is essentially required for improved efficiency. Based on the RAFM steel (named as ARAA) [2], specific RAFM-ODS steel in which fine oxide particles having sizes less than 10 nm in diameter are uniformly distributed have been successfully developed, as shown in Fig. 1. This RAFM-ODS steel consists of a Fe-9Cr-1W alloy system with Ta, V, Zr, Ti, Y_2O_3 as minor elements.

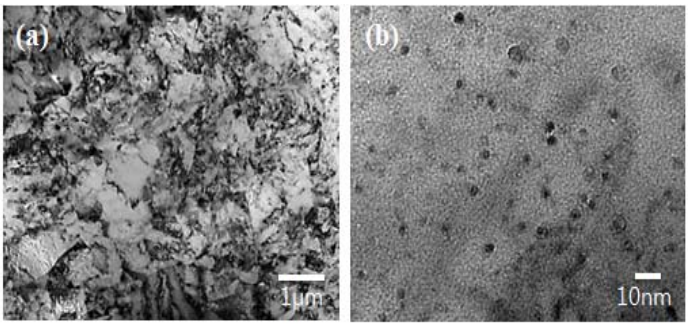


Fig. 1. TEM images of (a) matrix and (b) oxide particles of the ODS steel.

2-2. Fabrication of RAFM-ODS steel sheet

RAFM-ODS steel has superior high temperature strength, in comparison with the RAFM steel, because nano-sized oxides obtained by mechanical alloying and hot consolidation, are present in the matrix,

leading to the high strength of the ODS materials. Since the nano-oxide particles can never be subsequently dissolved or refined at any stage of the manufacturing process of plate/sheet or pipe/tube, they usually enable the ODS steels to have low ductility and high hardness at room temperature. This means that the ODS plate/sheet has to be manufactured by a combination of the rolling passes for reducing the thickness and softening heat treatments allowing a reduction of the material hardness.

A 9Cr-1W ODS steel was prepared by mechanical alloying, hot isostatic pressing (HIP) and hot extrusion processes. Pre-alloyed and yttria powders were mechanically alloyed under a high purity Ar gas atmosphere. The MA powders were placed in an AISI 304L stainless steel container, sealed after a degassing process, and consolidated by the HIP process at 1150°C under a pressure of 100 MPa for 4 h. Hipped samples were hot-extruded by a 600 ton capacity press for several seconds with a 6.3:1 extrusion ratio after annealing in the furnace at 1100°C for 2 h. The hot-extruded bar specimen was machined to a plate shape with a thickness of 4 mm. After hot extrusion, the ODS mother plate was homogenized at 1150°C for 1 h and slowly cooled to obtain a soften ferrite phase. A cooling rate of 5ºC/min was applied. It was found that cold rolling with a cross-section reduction ratio of about 15% for each pass and intermediate heat treatment performed in the austenitic region at 1050ºC for 4 min followed by furnace cooling with a rate of 5ºC/min are proper to guarantee safe manufacturing for the ODS steel. The ODS mother plate was cold-rolled eight times with a reduction ratio of about 15% each time to fabricate a cold-rolled sheet with a 1 mm thickness, and the intermediate heat treatments were conducted after each cold rolling. After about 15% cold rolling for each pass, the hardness values increased up to around 400 Hv. The intermediate heat treatments were found to lead to a significant hardness decrease in the range of 30 to 40 Hv. Lastly, a final heat treatment was carried out to obtain good mechanical properties to the sheet. It consists of normalizing at 1050ºC for 1 h, and is followed by tempering at 780ºC for 1 h. Air cooling was applied for both the last heat treatment. As a result, it is considered that the fabrication process proposed in our study is efficient to ensure a safe manufacturing of the thin sheet with a thickness of 1 mm for 9Cr-1W ODS steel, as shown in Fig. 2.

Fig. 2. RAFM-ODS steel sheet with a thickness of 1 mm.

2-2. Fabrication of ODS steel pipe/tube

RAFM-ODS steel tube was fabricated by alloy powder fabrication, mechanical alloying, hot

consolidation and piping/tubing processes. Alloy powder without Y_2O_3 was fabricated by vacuum induction melting and Ar-gas atomization processes. Alloy powders and Y_2O_3 powder were mechanically alloyed by a high energy horizontal ball-mill apparatus, a Simoloyer CM-20. Milled powders were then sieved and charged in a steel capsule. All powder handling processes for the weighing, collecting, sieving, and charging were conducted in a completely controlled high purity argon atmosphere to prevent oxygen contamination during the process. After annealing in the furnace at 1100°C, the capsules were extruded with a 6.4:1 extrusion ratio. The ODS steel rods were hot forged for the axis straightening and followed by furnace cooling heat treatment. Through this process, the hardness could be lowered to 250 Hv, which is a sufficient hardness level for the tubing including pilgering and the cold-drawing process. The outward appearances of the several times pilgering-process treated ODS steel pipe/tubes are shown in Fig. 3.

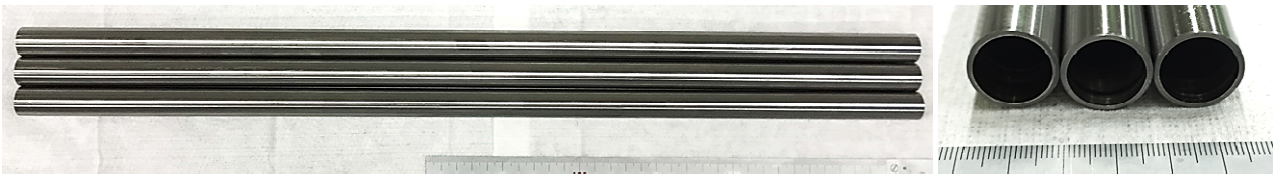


Fig. 3. RAFM-ODS steel pipe/tube.

2-3. Joining of ODS steel components

Welding and joining between ODS steel and itself or other structural materials are one of the inevitable processes for the structural components in fusion reactor systems. In a fusion reactor, the structural materials of the blankets and divertors are also taken into account using ODS steels because of the extremely high temperature and irradiation dose. For application of ODS steel to these structural components with a huge and complex structure, reliable welding and joining techniques need to be developed with such a process in which the microstructures with a very fine grain and homogeneous distribution of nano-scaled oxide particles are not remarkably changed by the joining process. The application of a conventional melting-solidification welding technique such as tungsten inert-gas welding for joining ODS steel can result in a disruption of fine-scaled microstructures, especially fine grains and nano-oxide particles, and consequently, a loss of high-temperature strength because of the growth or agglomeration of the featured microstructures. To overcome this problem, several solid-state joining techniques have been developed for joining ODS steels, such as diffusion bonding, friction stir welding, friction stir welding, and magnetic pulse welding.

3. Summary

The development of a reduced activation ferritic/martensitic (RAFM) ODS steel is recognized as one of the main issues in terms of structural materials for commercial fusion reactor system applications in the future. Advanced structural materials with a potential to be applicable under severe conditions in terms of operating temperature and neutron energy are strongly required. RAFM-ODS steels are being considered as the most prospective candidate structure materials in fusion reactor systems. 9Cr-1W ODS steels with a ferritic-martensitic structure has been developed, and this ODS steel shows excellent tensile and creep

strengths at high temperature. Considerable progress on the fabrication and joining technologies of ODS steels has also been made. It is thus expected that the RAFM-ODS steel will be used as structural components of fusion reactor system in the future.

References

1. Tae Kyu Kim, Sanghoon Noh, Suk Hoon Kang, Jin Ju Park, Hyun Ju Jin, Min Ku Lee, Jinsung Jang, Chang Kyu Rhee, “Current status and future prospective of advanced radiation resistant oxide dispersion strengthened steel (ARROS) development for nuclear reactor system applications,” Nuclear Engineering and Technology, Vol. 48, pp. 572-594, 2016.
2. Yong Hwan Jeong, Weon Ju Kim, Dong Jin Kim, Jinsung Jang, Suk Hoon Kang, Young Bum Chun, Tae Kyu Kim, “Development of advanced structural materials for future nuclear systems in Korea” Procedia Engineering, Vol. 86, pp. 1-7, 2014.

2017年春の年会

核融合工学部会、材料部会合同セッション

先進炉に跨がる材料開発の現状と課題

Present status and issues for material development for advanced reactor

Microstructural stability of SiC under irradiation

~Progress in Fundamental Understanding of Irradiation Response of SiC~

*Sosuke Kondo

Kyoto Univ.

Recent interest in silicon carbide (SiC) and its composites (SiC/SiC) has been motivated by its possible utilization as a structural material for advanced reactors including accident tolerant light water reactors, gas-cooled reactors, and fusion reactors. For more than three decades these materials have been subjected to extensive irradiation experiments. The irradiated properties of high purity SiC is now widely understood, demonstrating the promise of those materials for use in severe irradiation environments without significant degradation of most properties (though still not fully understood especially at very high DPA). This irradiation stability, along with other attributes such as very high temperature capability and very low induced radioactivity are reason for the attractiveness of SiC composites to the future reactors. The purpose of this seminar is to provide a comprehensive look at the microstructural evolution of this material. The primary investigative tool utilized is transmission electron microscopy and the suite of samples include a catalog of samples irradiated with neutrons or ions.

In the recent past, it has been demonstrated that the strength of the so-called “nuclear-grade” SiC/SiC composite retain their initial strength after irradiation over a wide temperature range from 200-1200 ºC. Moreover, even for the highest temperature SiC/SiC appear to retain mechanical properties without undergoing measurable void swelling. Such outstanding mechanical and dimensional stability infers a very stable microstructural evolution in cubic SiC crystal, which is main constituent of the recent SiC/SiC and often called as β-SiC or 3C-SiC, under irradiation. The defect clusters, so called “black spots” and/or small SIA loops are dominating irradiation induced matrix defects in the temperature regime discussed above, and their populations are saturated at an early stage of the irradiation (<~1 dpa) due primary to the very high sink strength of practically immobile vacancies and tiny vacancy clusters. In concert with this, modification of the irradiated properties, such as swelling and thermal diffusivity degradation, was reported to be saturated at <~1 dpa. The evolutions of dislocation and void microstructures become significant in very high temperature regime (>~1200 ºC). Because the fundamental microstructures of SiC matrix and SiC fibers in SiC/SiC composites are similar to those in foregoing SiC crystals, the most properties of SiC/SiC resemble in those of SiC crystals to some degree. However, for example, unexpected shrinkage of SiC fibers irradiated at low temperature and very high fluence have been reported recently. Furthermore, the helium effects on some material properties are still unclear for SiC and SiC/SiC, even though the helium production rate in fusion-first wall region for SiC is expected to be higher than the other candidate materials. Therefore, understanding the microstructural development still need to predict the material properties in various irradiation conditions expected in a variety of reactors. This talk will cover the recent results described above and touch on some new topics associated with the microstructural development of the nuclear grade SiC/SiC composites.

2017年春の年会

核融合工学部会、材料部会合同セッション

先進炉に跨がる材料開発の現状と課題

Present status and issues for material development for advanced reactor

Diffusion Bonding of Austenitic Alloys for High Temperature Nuclear Systems

*Changheui Jang[1] and Ho Jung Lee[1]

[1]Korea Advanced Institute of Science and Technology, Daejeon, Korea

1. Introduction

Recently, there has been interest in application of compact type heat exchangers in generation-IV reactors like a sodium-cooled fast reactor (SFR) and high temperature gas-cooled reactors (HTGR) to utilize higher better heat transfer capability with pressurized gas coolant such as supercritical-CO_2 (S-CO_2) [1,2] and high temperature He [3,4]. In manufacturing of compact heat exchangers, diffusion bonding is considered the critical joining process for austenitic alloys like stainless steels and Ni-base alloys [5]. Therefore, the quality and performance of diffusion bond region of such alloys are of great concern for the safety and integrity of generation-IV reactors. In this study, diffusion bonds were made using several austenitic alloys, and the microstructure of the bond region was observed. Then, the tensile properties of diffusion bond region were evaluated. Finally the effect of long-term exposure to high temperature S-CO_2 on tensile properties of austenitic alloys was investigated.

2. Materials and experiments

2-1. Materials, diffusion bonding, and microstructure observation

Fe-base austenitic stainless steels (SS 316H, SS 347H and Alloy 800HT) and Ni-base alloys (Alloy 600, Alloy 690, Alloy 617, and Haynes 230) were diffusion bonded. The typical diffusion bonding was performed at near solution annealing temperature with applied compressive stress below the yield stress. Duration of diffusion bonding was limited to one or two hours to prevent excessive grain growth. The diffusion bonded region was observed under scanning electron microscope (SEM) to identify the quality of bonding and presence of grain boundary migration across bond line. The presence and identity of precipitates along the bond line were also investigated.

Table. 1 Austenitic alloys used diffusion bonding evaluation (in wt-%)

Alloy		Fe	Cr	Ni	C	Ti	Mo	Mn	Al	Si	Other
Fe-Ni-Cr	800HT	Bal.	21.03	33.64	.06	.55	.20	.93	.48	.48	.003B .05Co
	316H	Bal.	17.3	10.7	0.05	-	2.1	0.8	-	0.8	0.25Cu 0.16Co
	347H	Bal.	18.3	8.6	0.07	-	-	1.2	-	0.8	0.43Nb
Ni-Cr-Fe	600	9.33	16.16	Bal.	.077	.20	-	.30	.16	.30	.04Co
	690	8.34	28.36	Bal.	.02	.26	-	.18	.30	.24	.002B <.01Nb
	617	1.58	22.1	Bal.	.09	.35	9.57	.12	1.41	.42	.07W 11.6Co
	230	1.03	20.0	Bal.	.10	.18	1.86	.63	.64	.02	5.12Co 14.0W

2-2. Tensile property evaluation

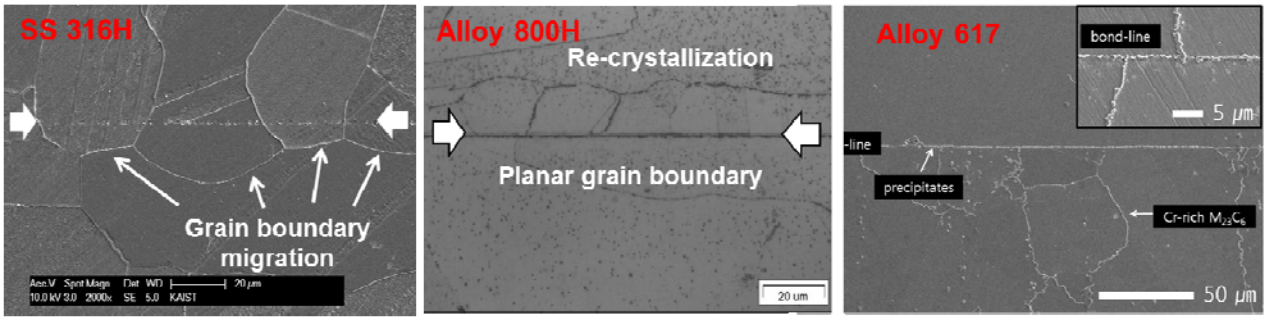
The tensile properties of diffusion bonded coupons were evaluated at room temperature and high temperatures expected in various nuclear applications. Then, diffusion bonded coupons were long-term exposed to

various high temperature environments such as helium, S-CO_2, and air to assess the effects of long-term exposure to tensile properties and microstructure of diffusion bond region.

3. Results and discussion

3-1. Microstructure and tensile properties of diffusion bonding

Fig. 1 shows the typical microstructure of diffusion bond region of austenitic stainless steels and Ni-base alloys. As shown in the figure, extensive grain boundary migration was observed for austenitic stainless steel 316H, despite the presence of fine precipitates along the bond line. In both Alloy 800HT and Alloy 617, grain migration was virtually not present. On the other hand, diffusion bond line decorated with fine precipitates was clearly visible. The tensile properties of diffusion bonded samples were measured at high temperature and the results of SS 316H and Alloy 600 are summarized in Fig. 2. Tensile ductility of the as-bonded SS 316H and SS 347H was comparable to that of parent materials up to 550 °C while that of as-bonded Alloy 800HT was lower in all temperature ranges. In case of Alloy 600 and Alloy 690, loss of ductility was also observed due to the presence of the precipitates formed along the bond-line.



a) SS 316 H b) Alloy 800HT c) Alloy 617

Fig. 1 Microstructure of diffusion bond region of several austenitic alloys.

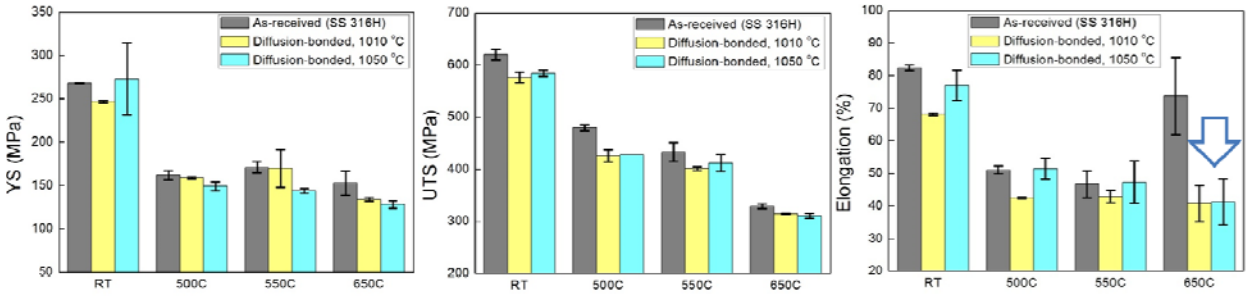


Fig. 2 Tensile properties of diffusion-bonded SS 316H at various temperatures [2]

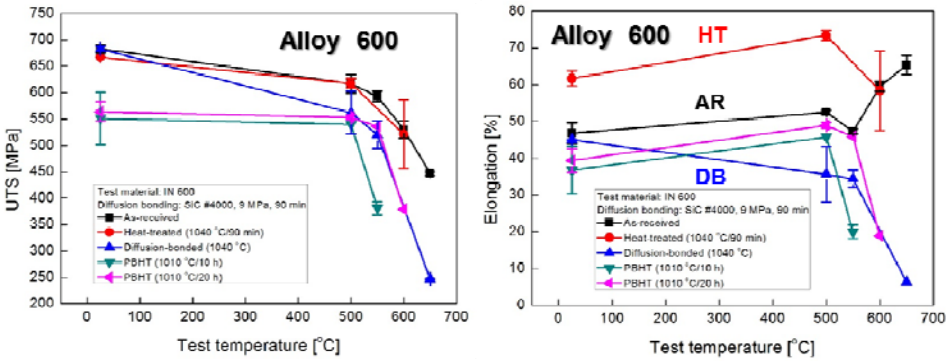


Fig. 3 Tensile properties of diffusion-bonded Alloy 600 at various temperatures [6]

3-2. Effect of long-term exposure on tensile properties

The tensile properties after long-term exposure to relevant high temperature environments were measured and the results are summarized in Fig. 4. As shown in Fig. 4, as exposure time in S-CO_2 increased, tensile strength changes were relatively small, especially for Ni-base alloys. The large increase in tensile stress for Alloy 800HT seems related to precipitation of secondary phases due to the presence of Al and Ti. Loss of ductility was observed for austenitic stainless steels after long-term exposure to S-CO_2 environment, while ductility was almost the same for Ni-base alloys. Also, the location of final fracture was at the bond-line for most austenitic stainless steels, which suggested that diffusion bond-line became the weakest region after S-CO_2 exposure.

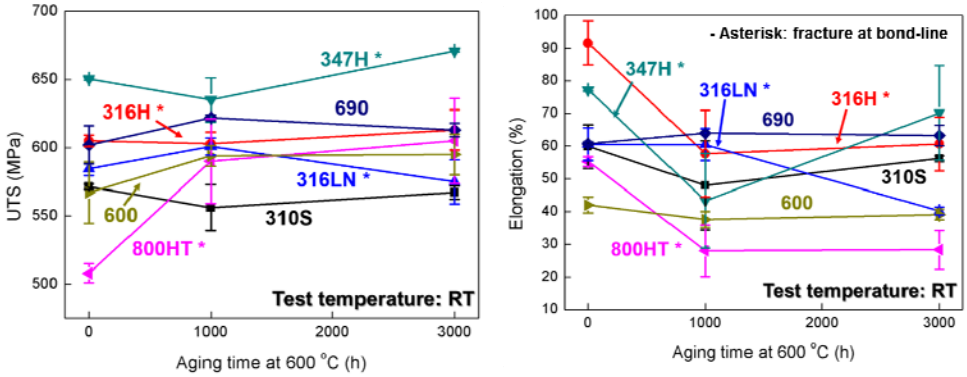


Fig. 4 Tensile properties of diffusion-bonded Alloy 600 after up to 3000 h exposure to 600 °C S-CO2 environment

4. Summary and conclusions

For the application to generation-IV reactors, diffusion bonding of austenitic alloys was performed and the microstructure and mechanical properties were evaluated. For austenitic stainless steels, grain migration across the bond-line was observed. While, grain migration was virtually not present for Ni-base alloys which showed clear bond-line decorated with fine precipitates. Both alloy groups showed good ductility at lower temperature, but loss of ductility was observed at higher temperature. Exposure to S-CO2 caused relatively small change in tensile strength, but large decrease in ductility for austenitic stainless steels associated with failure at bond-line. However, the loss of ductility was little for Ni-base alloys.

References

1. Ho Jung Lee, Hyunmyung Kim, Sung Hwan Kim, and Changheui Jang, “Corrosion and carburization behaviors of chromia-forming heat resistant alloys in a high temperature supercritical-carbon dioxide environment,” Corrosion Science, Vol. 99, pp.227-239, 2015.
2. Sunghoon Hong, Injin Sah and Changheui Jang, “Evaluation of high-Temperature Tensile Property of Diffusion Bond of Austenitic Alloys for S-CO_2 Cycle Heat Exchangers,” Trans. Korean Soc. Mech. Eng. A, Vol. 38, No. 12, pp. 1421~1426, 2014.
3. Daejong Kim, Changheui Jang, and Woo Seog Ryu, “Oxidation Characteristics and Oxide Layer Evolution of Alloy 617 and Haynes 230 at 900°C and 1100°C,” Oxidation of Metals, Vol. 71, no. 5, pp.271-293, 2009.
4. Daejong Kim, Injin Sah, Changheui Jang, “Effects of Aging in High Temperature Helium Environments on Room Temperature Tensile Properties of Nickel-Base Superalloys,” Materials Science and Engineering - A - Structural Materials, Vol. 528, pp.1713-1720, 2011.
5. Injin Sah, Donghoon Kim, Ho Jung Lee, Changheui Jang, “The recovery of tensile ductility in diffusion-bonded Ni-base alloys by post-bond heat treatments,” Materials and Design, Vol. 47, pp.581-589, 2013.

6. Sunghoon Hong, Sung Hwan Kim, Changheui Jang, and Injin Sah, “The Effect of Post-bond Heat Treatment on Tensile Property of Diffusion Bonded Austenitic Alloys,” Trans. Korean Soc. Mech. Eng. A, Vol. 39, No. 12, pp.1221-1227, 2015.

2017年春の年会

核融合工学部会、材料部会合同セッション

先進炉に跨がる材料開発の現状と課題

Present status and issues for material development for advanced reactor

Dissimilar-metals bonding for oxide-dispersion-strengthened steels

*Takuya Nagasaka[1, 2], Haiying Fu[2, *], Wen Hai Guan[3], Shuhei Nogami[3], Hisashi Serizawa[4], Akira Hasegawa[3], Akihiko Kimura[5], Shigeharu Ukai[6], Teruya Tanaka[1, 2], Takeo Muroga[1, 2] and Akio Sagara[1, 2]

[1]NIFS, [2]The Graduate University for Advanced Studies, [3]Tohoku Univ.,

[4]JWRI, Osaka Univ., [5]IAE, Kyoto Univ., [6]Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ.

*Current affiliation: SWIP

1. Introduction

Reduced-activation ferritic steels and their oxide-dispersion-strengthened (ODS) alloys are promising structural material for fusion blanket [1, 2]. The ODS steels are superior to the non-ODS steels in heat resistance and neutron irradiation resistance, however inferior in mass production. Since high temperature and high neutron dose area is limited at only the surface of the blanket, minimized application of ODS steels there is effective to utilize the advantage of ODS steels. In order to prove the feasibility of this advanced concept, dissimilar-metals joints of them were fabricated and evaluated.

2. Experimental procedure

The dissimilar-metals joint will be used for the first wall structure and for the cooling channel connection near there in the blanket. The former requires large area and three-dimensional-shape bonding, while the latter needs robust welding to resist the coolant pressure. Two bonding processes, hot iso-static pressing (HIP) and electron-beam welding (EBW), are selected in the present study, because they are the most suitable for such structures, respectively. The ODS steel and the non-ODS steel used are 9Cr-ODS [3] and JLF-1 [4]. HIP joints were fabricated at 1000°C, 1050°C, and 1100°C, under a pressure of 191 MPa for 3h with a cooling rate of 5°C/min after the HIP. EBW joints were fabricated with an electron beam output of 15 mA and 150 V and with a welding speed of 2000 mm/min. The bonding atmosphere was vacuum for both the HIP and EBW processes.

3. Results and discussion

Figure 1 (a) plots hardness around the bonding interface of the HIP joints. The HIP at 1000°C induced hardening in the base metal (BM) of JLF-1, while 9Cr-ODS exhibited almost no change in hardness, except the interface region as shown by the large circle in the figure. Both the BMs were hardened during the HIP at 1050°C and 1100°C, though the localized softening was again observed. The hardening is due to the formation of quenched martensite. Since carbon for this phase is supplied from carbides decomposed during the HIP, and contrarily lost by its diffusion and re-precipitation of carbides during the cooling after the HIP, the hardening is increased with increasing HIP temperature and cooling rate after the HIP. The cooling rate after the HIP was 5°C/min and enough for quenching in the BM of JLF-1. While, under the lowest temperature (1050°C) condition with less carbon supply from carbide decomposition, the cooling rate was slow for 9Cr-ODS. According to microstructural analysis, coarsening of carbides was observed after the HIP, and indicates much diffusion of the carbon before quenching with the cooling rate. On the other hand, no-carbide layer was observed in the softening region at the interface, and is attributed to decarburization due to the vacuum atmosphere. Since the softest part is more deformed in the joint, the soft layer with limited volume

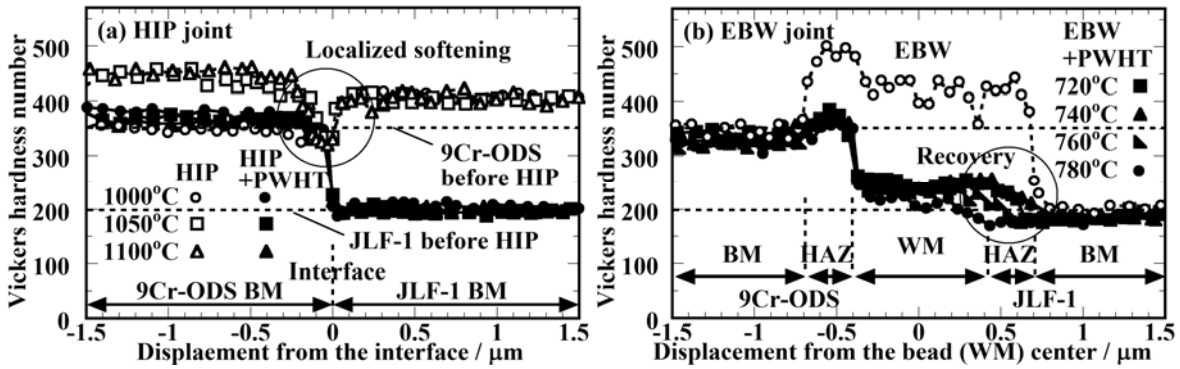


Fig. 1. Hardness around (a) the bonding interface of HIP joint and (b) the weld bead of EBW joint.

leads to very local deformation and loss of elongation. Post-weld heat treatment (PWHT) was examined to recover the hardness and the microstructure. After investigations on effect of PWHT and subsequent cooling rate, normalizing at 1050°C for 1 h with rapid cooling at 36°C/min, and then tempering at 780°C for 1 h is found as the optimum condition for HIP joints. The normalizing refines carbides, and then the tempering changes the quenched martensite into softer tempered martensite. As shown by the closed symbols in the figure, the softest part after the PWHT is JLF-1 BM and is no more limited in volume, the elongation of the joint is improved by the deformation of JLF-1 BM. Tensile strength and elongation after the PWHT were 370 MPa and 0 %, 660 MPa and 11 %, and 580 MPa and 8 %, for 1000°C, 1050°C and 1100°C HIP specimens, respectively. The joint after HIP at 1000°C still fractured at the interface and showed no elongation even after the PWHT. This is probably induced by defects of un-bonded area under less Fe diffusion condition with the lower HIP temperature. Considering that tensile strength of F-1 before HIP is 580 MPa, 1050°C and 1100°C are suitable for HIP temperature to avoid degradation of strength.

In the case of EBW, hardness of weld metal (WM) and heat-affected zones (HAZs) was higher than their BMs. The WM and the HAZs are also quenched martensite phase. As mentioned above, the hardening is accompanied by ductility loss for the joint, therefore PWHT were carried out to relieve the hardening. Due to less heat load on BMs in EBW process than that in HIP process, no carbide coarsening was observed and allowed to skip the normalization in PWHT for carbide refining. Fig. 1 (b) shows the effect of PWHT with only tempering at the temperature range from 720 to 780°C for 1 h. As tempering temperature increased, the hardening of WM and HAZs was relieved. The recovery of hardening is more dependent on temperature in JLF-1 side, as shown by the large circle in the figure. The complete recovery of the hardening there is obtained by tempering at 780°C for 1 h. Tensile strength and of the joint was 580 MPa for the PWHT specimen, and is confirmed to be equivalent to that of JLF-1 before EBW.

4. Summary

In the case of HIP joint, carbide coarsening in the base metals and decarburization around the bonding interface were observed, in addition to the formation of quenched martensite. In order to recover all these microstructural changes, two-step PWHT of normalizing at 1050°C for 1 h and the above-mentioned tempering was required. 1050°C and 1100°C are suitable for HIP temperature to maintain the strength of joint. In the case of EBW joint, hardening occurred in weld metal and heat-affected zones, and in base metals of HIP joint. The complete recovery of hardness was obtained by PWHT of tempering at 780°C for 1 h. Tensile strength of both the HIP and EBW joint was equivalent to that of JLF-1 before the dissimilar-metals bonding.

References

[1] A. Kimura et al., Mater. Trans. 46 (2005) 394.

[2] A. Kimura et al., Nucl. Fusion 43 (2003) 1246.

[3] T. Muroga et al., Fusion Eng. Des. 89 (2014) 1717.
[4] H. Ono et al., J. Nucl. Mater. 329-333 (2004) 1117.

Planning Lecture | Technical division and Network | Particle Accelerator and Beams Science Division

[1C_PL] Recent topics on particle accelerators in South Kanto

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room C (16-203 Building No.16)

[1C_PL01] Progress report of carbon therapy in Kanagawa i-ROCK

*Eri Takeshita[1] （1. Kanagawa Cancer Center）

[1C_PL02] The manufacture and evaluation of C-band accelerating structures for a cryogenic electron linac

*Kosuke Ihara[1] （1. TOYAMA）

[1C_PL03] Development of superconducting cavity in ULVAC

*Tomohiro Nagata[1] （1. ULVAC）

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

南関東における加速器に関する最近の話題

Recent topics on particle accelerators in South Kanto

(1) 神奈川県重粒子線治療プロジェクトの現状

(1) Progress report of carbon therapy in Kanagawa i-ROCK

*竹下 英里[1], 蓑原 伸一[1], 草野 陽介[1], 松崎 有華[1], 山田 聰[1], 中山 優子[1],
古川 卓司[2], 水島 康太[2], 原 洋介[2], 早乙女 直也[2], 丹正 亮平[2], 皿谷 有一[2], 野田 耕司[2]
[1]神奈川県立がんセンター, [2]放射線医学総合研究所

1. これまでの経緯

神奈川県立がんセンターでは、2005 年 3 月に神奈川県「がんへの挑戦・10 ヶ年戦略」の一環として重粒子線治療装置の導入方針が決定し、以下に示す治療コンセプトを主軸として予算案等の検討が開始された。１つ目は、がんセンター病院棟と一体である利点を活かし、患者毎に最適ながん治療を提供するといった点である。２つ目として、既存の光子線治療装置４台を含め充実した総合的放射線治療を提供する事が挙げられる。これらの点を踏まえ、身体に優しい治療・生活の質（Quality of Life = QOL）を重視した治療を行うために重粒子線治療施設の建設に至った次第である。

2015 年 12 月には臨床試験としての治療を開始し、翌 2016 年 2 月からは先進医療による治療照射を始めた。現在は、治療室 2 (水平・垂直コース)および治療室 1 (水平コース)において治療を行っているが、残る治療室 3 と治療室 4 についても来年度初頭の稼働を目指し装置コミッショニングを実施中である。また、肺や肝臓などの呼吸性移動をともなう部位については、患者の呼吸波形に同期して照射する、いわゆる呼吸同期照射を採用している。呼吸波形のモニタリング手法によって呼吸同期照射のタイプが分かれており、体表センサーを用いた外部同期、X 線透視システムを用いた内部同期の２種類を備えている。

2. ion-beam Radiation Oncology Center in Kanagawa (i-ROCK) の主な仕様

治療に用いられる炭素線の仕様は、基本的には放射線医学総合研究所（以下、放医研）が設計開発した普及型小型重粒子線治療装置[1]に準じている。同普及型治療装置は、既に群馬大学や佐賀 HIMAT にて治療運用されており、装置の製作メーカーが異なるとはいえ実績としては十分と言える。また、同じく放医研にて開発された炭素線ペンシルビーム３次元スキャニング照射技術[2]を同普及器と合わせて導入した事が i-ROCK の特徴の１つである。Table 1 に主要な仕様を示す。

Table1: Specifications of i-ROCK

項目	基本仕様
イオン種	C^{6+}
加速エネルギー	140～400 MeV/u（可変）
最大照射野	20 × 20 cm^2
最大線量率	2 Gy/min
ビーム強度	約 1.2×10^9 pps（可変）
照射方法	スキャニング照射
治療室	水平２室、水平/垂直２室

加速器から供給されるビームを効率的に利用するため、治療室は４室(水平／垂直ポート×２室、水平ポート×２室、合計４室６ポート）設けた。実際の治療時間は患者の固定＝位置決めに８割強が費やされるため、加速器１台に対して複数の治療室を配置するのは昨今の粒子線施設においては一般的であるが、全ての治療室に水平ポートが配備されている

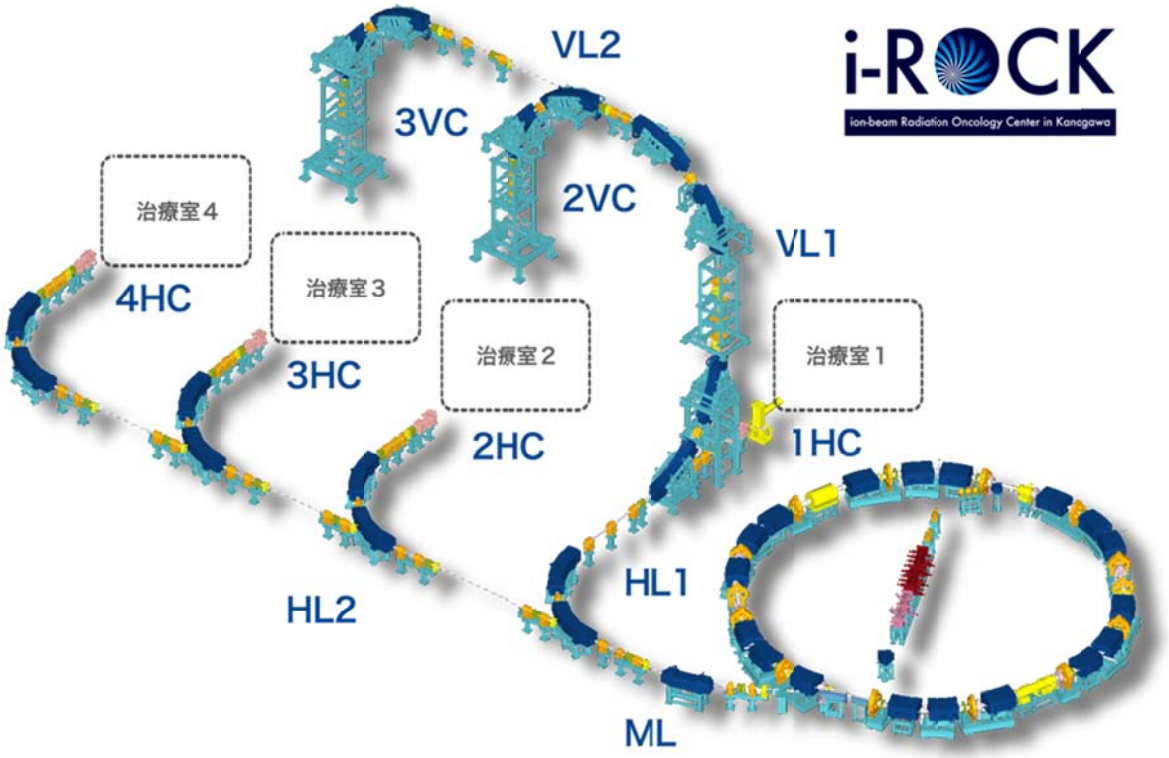


Figure 1: Equipment configuration of the accelerator system.

施設は少々珍しい。これは、治療する部位や重粒子線治療プロトコルを鑑みると水平ポートの利用率が多くなる、といった統計的推測に基づいていており、当センターの治療装置がフル稼働した暁には年間８８０人の患者を受け入れる事が可能となる。Figure 1 に加速器システムを含めた治療装置全体の配置図を示す。

2.1 スキャニング照射法

照射野形成技術には幾つかの種類があるが、当センターでは放医研にて開発された炭素線ペンシルビーム３次元スキャニング照射技術[2]を採用した。放医研では 2011 年 5 月にスキャニング照射での治療が開始され 2015 年 3 月には炭素線スキャニング初の呼吸同期照射が開始している。

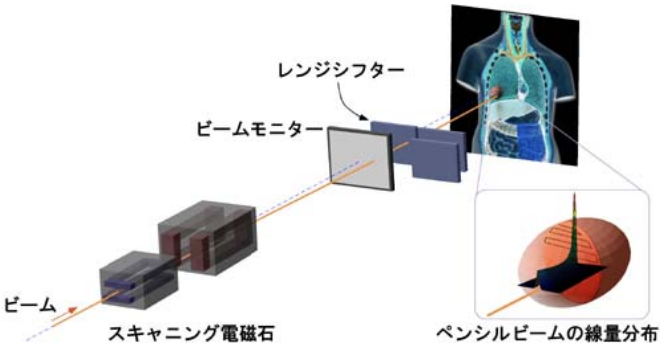


Figure 2: Schematic picture of the scanning irradiation. (ref. NIRS official website)

多くの粒子線治療施設で用いられている照射方法は「拡大ビーム照射法」と呼ばれており、まず、腫瘍を覆うように粒子線の線量集中領域（ブラッグピーク）を深さ方向に拡大する（拡大ブラッグピーク）。横方向は、加速器から供給される細いビーム（数 mm 程度）を散乱体とワブラー電磁石によって 10～20cm 程度に拡げる。次に、腫瘍形状に合わせて照射野の横方向分布をコリメーターで整形し、拡大ブラッグピークの形状をボーラスによって調整することで照射野を形成する。一方、３次元スキャニング照射では、ブラッグピークを拡大することなく細いままのビームを用い、高速な制御によって縦・横・深さの３次元方向にスキャンし、複雑な形状の腫瘍領域を塗りつぶすように照射する。Figure 2 にスキャニング照射の概念図を示す。

2.2 高度化された加速器システム

建物の半分弱を占める加速器システムは、大まかに、入射器、シンクロトロン、高エネルギービーム輸送系、に分類される。治療供給における加速器システムの最も重要な役割は、安定かつ確実にビームを供給する事であるが、スキャニング照射においては高いビーム性能が必要とされるため、従来の普及型治療装置に幾つか機能を追加した。その１つに、呼吸同期照射をより効率良く実施するために、シンクロトロンの運転方式に改良を加えた点が挙げられる。呼吸同期照射とは、患者の呼吸波形を常時監視し、臓器の動きがある閾値以内に入った時のみビームを出射する、といった技術であるが、多くの肺がん患者の呼吸波形は必ずしも安定している訳ではなく、照射可能な時間はごく短い。つまり、パルス運転を基本とするシンクロトロンをビーム供給源としている治療装置にとって、呼吸同期照射における出射デューティを向上させる事は大きな課題の１つである。

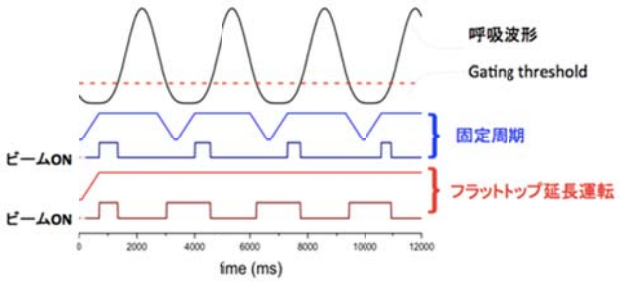


Figure 3: Schematic picture of a flat-top extension operation.

そこで、出射されたビームのエネルギー変更は放医研にて開発された可変エネルギー運転方式[3,4]を採用した。可変エネルギー運転とは、１サイクルの中で段々とエネルギーを変更していく運転方式であり、照射システムからの要求に応じて治療照射中に数秒の早さでエネルギー変更を行うため、効率の良いビーム供給が可能となる。さらには、フラットトップを延長する事で長時間ビームを周回状態で保ち、任意のタイミング（＝呼吸波形 OK）で出射可能とするフラットトップ延長運転方式[3,4]を採用し、出射デューティの向上を図った（Figure 3 参照）。

3. ビームコミッショニング

3.1 ペンシルビームの性能評価

スキャニング照射においては、シンクロトロンから出射されたビームの影響が直接線量分布に寄与するため、安定度を含め、ペンシルビーム自身の位置・サイズ・時間構造（スピル）の性能をまず評価しておく必要がある。現段階での加速エネルギーは全 11 種類（430, 400, 380, 350, 320, 290, 260, 230, 200, 170, 140MeV/u）となっており、これら全てのエネルギーにおいて線量率およびリップル共に判定基準以内に収まっている事を確認した。

次に、アイソセンタに設置したスクリーンモニタ ISO-SCN[5]（蛍光膜＋CCD カメラ）を用いてビーム位置とサイズの時間的変化を測定した。計測時間はエネルギー毎に 10 秒程度とし、ビームの出射時間によらずビーム位置およびサイズ共に±0.5mm 以内で供給出来ている事を確認した。また、治療計画の線源データとして用いるペンシルビーム形状が円形（楕円ではなく上下左右対称）であるため、それぞれエネルギー毎に円形状になるようビームサイズの調整を行った。加えて、全ての照射ポート（1HC, 2HC, 2VC, 3HC, 3VC, 4HC）において互換性を保つために、ビームサイズはポートによらず一定となるよう調整を行った。

3.2 スキャニング照射の性能評価

スキャニング照射システムに関する性能評価項目としては、おおまかに以下の４種類が挙げられる。

1) スキャン位置の精度検証
2) 線量モニタの健全性確認
3) 位置モニタの健全性確認

4)　総合確認

これらの項目について、放医研で開発された確認プロトコル[6]にそってコミッショニングを実施した。

まず項目 1)では、スキャニング電磁石による走査位置の検証を行い、設定されたスポット位置に正しく照射出来ている事を確認した。項目 2)では、線量モニタの直線性や位置依存性等、確りと線量制御が出来るかどうかを検証した。続いて項目 3)では、照射中のスキャン位置を常時監視するために使用している位置モニタの性能を評価し、線量分布の安定性等を確認した。次に線量モニタの位置依存性を評価するため、アイソセンタに設置した QA 用スクリーンモニタ QA-SCN[7]を使用して均一照射野の平坦度測定を行い、判定基準以内であることを確認した。最後に項目 4)について、総合試験用パターン[8]を用いて照射システムとしての総合的確認を行った。

3.3 治療計画との組合せ試験

治療照射において、照射システムが担う責務は「医師の立案した治療計画にそった照射を確実に実施すること」であり、治療で用いられる三次元照射野の線量分布確認は治療計画システムと照射システムを組合せた試験が必要となる。Figure 4 に、代表的な三次元照射野（90x90x90mm^3）について計画と実測を比較した結果を示す。実線が治療計画を用いた計算結果、丸点が測定した線量を表している。図の通り、どの深さにおいても計画と実測の差異が±3%の許容範囲内に入っていることが分かる。

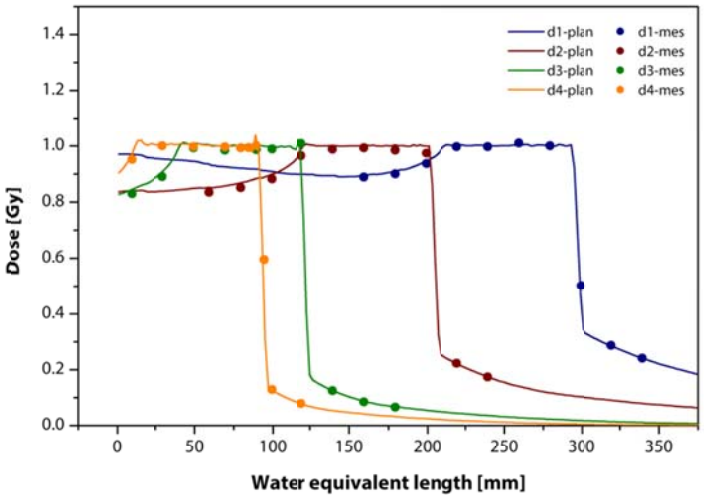


Figure 4: Comparison with calculation and measurement results of the depth dose distribution in 3D irradiation field

4. 治療実績および稼働状況

Table 2 に、2015 年度および 2016 年度上半期における各治療室の稼働時間を示す。治療室への供給時間に比べ、加速器の運転時間が大幅に長くなっているのは、治療後の患者 QA や、他治療室におけるコミッショニング時間の割合が多いためである。また、治療システム全体の稼働率は 99%近くを保っており、施設立ち上げ初年度にしては良好な滑り出しと言える。本年度からは治療室 1 の運用が開始され、これまでの総治療患者数は約 140 名に及ぶ（Table 3）。

Table 2: Operating time in i-ROCK.

Treatment Room No.	2015FY 2015/12~	2016FY
TR1	-	320 hr
TR2	69 hr	343 hr
Acc.	430 hr	1751 hr

Table 3: Patient number from 2016/04 to 2017/03.

Tumor type	Patient number
Prostate	109
Bone and Soft Tissue	17
Head and Neck	4
Lung	4
Liver	8
Total	142

5. 今後

当センターでは 2015 年 12 月の治療開始以来、大きなトラブルにも見舞われず順調なスタートを切っている。今後、前立腺がんのみならず、保険適応のある骨軟部腫瘍や、難治性の高い頭頸部がん、さらには呼吸性移動のある臓器（肺、肝臓、膵臓）も含めて適応部位の拡大を図っていく。症例拡大につれ治療件数も増加する見通しであり、治療システム全体のさらなる安定性や高効率化が望まれる。よって、残る２つの治療室も今年度中には整備を完了し、来年度以降の患者受け入れ体制の強化を図る。

6. 謝辞

神奈川県立がんセンターに重粒子線治療装置を導入するにあたり、施設全体のシステム設計のみならず、コミッショニング等々において全面的に御支援頂きました放射線医学総合研究所の関係者方々に此の場をお借りして感謝を述べさせて頂きます。また、装置の製作・試験にあたり御協力頂きました㈱東芝、住友重機械工業㈱、芝浦メカトロニクス㈱、芝浦エレテック㈱、加速器エンジニアリング㈱の技術者の皆様に心より感謝致します。

参考文献

[1] K. Noda, et al., Proc. of PAC04 (2004) 552.

[2] T. Furukawa, et al., Med. Phys. 37 (2010) 5672.

[3] T. Furukawa, et al., Med. Phys. 34 (2007) 1085.

[4] Y. Iwata, et al., Nucl. Instr. and Meth. A 624 (2010) 33.

[5] K. Mizushima, et al., Proc. of IBIC2012 (2012) 256.

[6] 放射線医学総合研究所、2011 年 QA 分科会向け内部資料

[7] E. Takeshita, et al., Nucl. Instr. Meth. B 269 (2011) 2936.

[8] J. Flanz, “Quality assurance, accelerator and beam delivery”, PTCOG49, 2010.

---

*Eri TAKESHITA[1], Shinichi MINOHARA[1], Yohsuke KUSANO[1], Yuka MATSUZAKI[1], Satoru YAMADA[1], Yuko NAKAYAMA[1], Takuji FURUKAWA[2], Kota MIZUSHIMA[2], Yousuke HARA[2], Naoya SAOTOME[2], Ryohei TANSHO[2], Yuichi SARAYA[2] and Koji NODA[2]

[1]Kanagawa Cancer Center, [2]National Institute of Radiological Sciences

2017年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

南関東における加速器に関する最近の話題

Recent topics on particle accelerators in South Kanto

(2) クライオ電子リニアック用Cバンド加速管の作製と評価

(2) The manufacture and evaluation of C-band accelerating structures for a cryogenic electron linac

佐治 晃弘[1], *井原 功介[2], 五反田 修平[2], 太田 温[2], 中川 潤[2], 遠藤 克己[2],
山口 誠也[3], 小林 幸則[3], 新冨 孝和[3], 道園 真一朗[3], 舟橋 義聖[3], 吉田 光宏[3], 松本 修二[3],
高富 俊和[3], 上野 健治[4], 佐藤 勇[5]

[1]総研大, [2]トヤマ, [3]高エネルギー加速器研究機構, [4]三菱商事テクノス, [5]日本大学

1. はじめに

現在、株式会社トヤマでは、高エネルギー加速器研究機構（KEK）と日本大学と共にX線発生装置としての利用を目指したエネルギー回収型クライオ電子リニアックの開発を進めている。このリニアックは、入射部で生成した電子ビームを20Kまで冷却した1.3mの加速管で75MeVまで加速させた後、単結晶ターゲットを通過させることでパラメトリックX線（PXR）を発生させる装置である。ターゲットを通過した後の電子ビームは、加速管と同じ構造をした減速管に入射させてエネルギーを回収する。これにより、減速管を通過した電子ビームは数MeVまで減速されるため、ダンプする際に発生する放射線量の大幅な抑制が期待できる。将来的には大掛かりな放射線シールドを必要としない、非常にコンパクトでどこにでも設置可能なX線発生装置としての利用を考えている。

ここでは、本リニアックで使用する加速管の製作と評価について報告する。

2. 加速管の仕様

エネルギー効率良いコンパクトなリニアックを実現するためには、加速管の性能が非常に重要な要素となる。エネルギー効率を上げるためには、加速管でのエネルギーロスを極力減らすことが求められる。その上で、コンパクト化を図るためには単位長さあたりの加速勾配を大きくする必要がある。そこで今回はこれらの要求を満たすために、進行波型のCバンド加速管を低温（20K）で運転することにした。これにより高いQ値（=低エネルギーロス）と加速勾配の両立が可能となる。加速管の主な仕様は表1に示す。

表1　加速管の仕様

加速方式	準定電界進行波型
運転周波数	5712±1 [MHz]
運転温度	20 [K]
加速モード	2π/3
セル数	74
全長	1300 [mm]
アイリス径（2a）	16.000~13.225 [mm]
セル内径（2b）	42.643~40.760 [mm]
無負荷Q値	73500~74200
VSWR	≦1.2

3. 加速管の製作

加速管の製作には、構成部品の精密な加工や電気的な特性を評価するためのRF測定、軸ズレのない正確な接合が必要不可欠である。以下にこれらの詳細を記述する。

3-1. 加工

本加速管は一般的なディスクロード型加速管と同様にディスク、スペーサー、カプラーから構成されている（図1）。これらの部品は最初に一次加工によって、仕上寸法から約0.1mmの削り代を残した状態まで

加工される。一次加工の際、切削する切込み量が大きいことなどの理由でワークに残留応力が発生し、歪みや反りといった変形が起こる場合がある。ミクロンオーダーの精密な加工が要求される加速管においては、これらの変形が加工精度に影響を及ぼすため、一次加工後に残留応力を除去する目的でアニール処理を施した。

アニール処理後は、超精密旋盤による加工によって鏡面仕上げとしている。精密な加工を実現するために詳細な加工条件は勿論のこと、使用する治具やバイト、ワーク温度に至るまで徹底した管理のもと加工している。

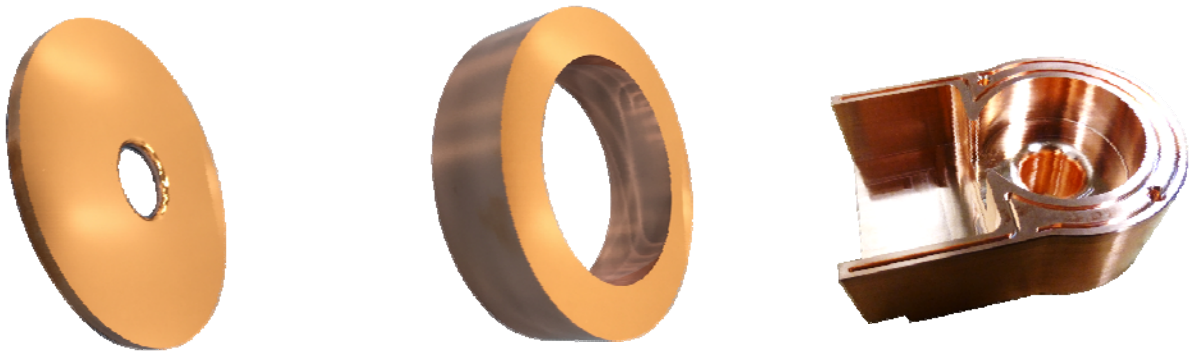


図 1　加速管の構成部品（左からディスク、スペーサー、カプラー）

3-2. RF 測定

加速管の電気的な特性を評価するために製作過程の随所で RF 測定を行った。測定は、用途に合わせて以下に述べる端板法とノーダルシフト法を使い分けて行った。

端板法は、レギュラーセルから数セルだけを取り出し、その両端にアンテナ付きの板を取り付けて測定を行う。測定対象は主に共振周波数や Q 値である。以下 4-1 で述べる 3 セル空洞の RF 測定はこの方法を採用している。

ノーダルシフト法は、金属プランジャーを加速管に挿入して測定を行う。この方法は、プランジャーの先端位置と反射波の位相を測定することでセル毎の位相進みを求めることができる非常に有用な測定方法であり、最も使用される測定方法の一つである。

3-3. 接合

加速管の接合には、ロウ付けや電子ビーム溶接（EBW）、電鋳、拡散接合などが一般に用いられている。上記の接合方法には一長一短があり、加速管に要求されるスペック（剛性や真直性、電気特性等）を考慮しながら最適な方法を選ぶ必要がある。

今回の加速管では、電気特性として低温時における加速管の高い Q 値が最も重要となる。ロウ付けの場合、銅以外の異種金属であるロウ材がディスクとスペーサーの間に介在すると RF のエネルギーロスが増加し、Q 値の低下を招く恐れがある。そこで今回は拡散接合と EBW を用いた接合を採用した。ただし、カプラー部に関しては、構造上の制約で一部ロウ付けを行っている。

具体的な接合方法は、レギュラーセルの部分を 3 分割してそれぞれを拡散接合で接合した後、カプラー部を含めた各々のパーツを EBW で繋ぐことにした（図 2）。尚、EBW を行う継目近傍では接合時の熱変形が予想されたため、スペーサーの側面に共振周波数調整用のチューニングピンを取り付けている。

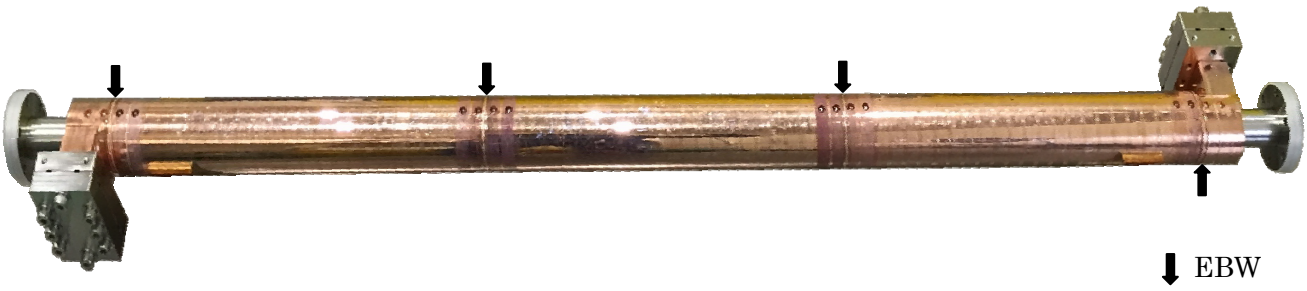


図 2　加速管の全体図

4. 加速管の評価

4-1. 基礎試験 ～3 セル空洞～

加速管を新たに製作する際、3～6 セル程度の試作空洞を製作して基礎試験を実施するのが一般的である。基礎試験の目的としては、電磁界シミュレーションの解析結果と実測値との比較や接合条件の最適化、チューニング機構の確認等が挙げられる。

我々も 3 セル空洞を製作し、基礎試験を実施した（図 3)。空洞本体は拡散接合で接合した後、クライオチャンバー内に設置して低温状態での電気特性を評価した。また、スペーサー外径に取り付けたピンを押し引きすることでチューニング効果の検証も行った。

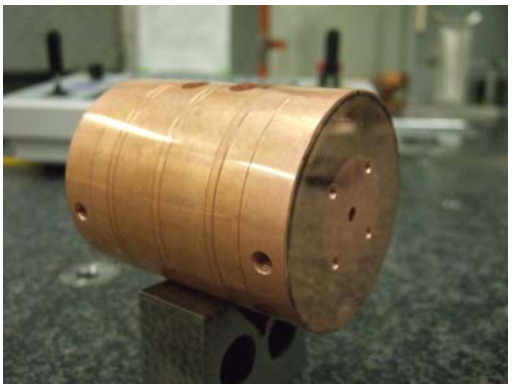
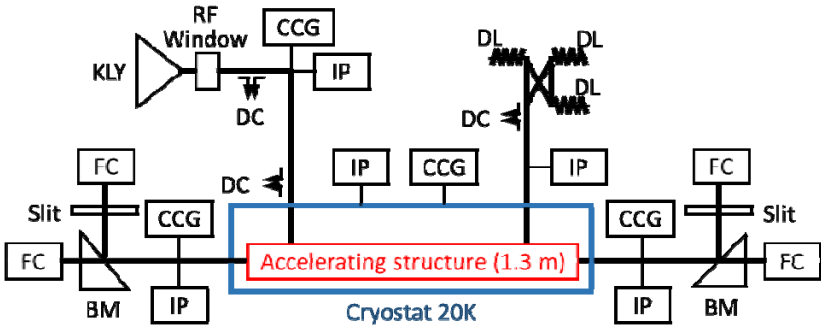


図 3　3 セル空洞

4-2. 大電力試験

製作した加速管の性能を評価するため、大電力試験を KEK で実施した。試験のセットアップを図 4 に示す。加速管はクライオチャンバー内にセットし、20K に冷却した状態で RF を投入した。RF 源にはクライストロンを用いた。加速管からの暗電流を測定するために加速管の上下流にファラデーカップとベンディングマグネットを配置した。RF のパルス幅を変化させながらコンディショニングを行った結果、パルス幅 1.0μs、繰り返し 50Hz において加速勾配 30.9MV/m を達成した。暗電流に関しては検出限界 100fA 以下であったため測定することができなかった。



KLY：クライストロン
DC：方向性結合器
DL：ダミーロード
FC：ファラデーカップ
BM：ベンディングマグネット
IP：イオンポンプ
CCG：冷陰極真空計

図 4　大電力試験の模式図

5. まとめ

今回、クライオ電子リニアックのCバンド加速管の製作と評価を行った。製作に関しては、加工からRF測定、接合といった一連の工程を経て1本の加速管に仕上げることができた。製作した加速管は大電力試験によるコンディショニングの結果、加速勾配30.9MV/m（パルス幅1.0μs、繰り返し50Hz）まで到達することができた。

今後は、より高い加速勾配を実現すべく、加速管の温度をより安定させる冷却機構の検討を行う予定である。

Akihiro Saji[1], *Kosuke Ihara[2], Shuhei Gotanda[2], Yutaka Ota[2], Jun Nakagawa[2], Katsumi Endo[2], Seiya Yamaguchi[3], Yukinori Kobayashi[3], Takakazu Shintomi[3], Shinichiro Michizono[3], Yoshisato Funahashi[3], Mitsuhiro Yoshida[3], Shuji Matsumoto[3], Toshikazu Takatomi[3], Kenji Ueno[4], Isamu Sato[4]

[1]The Graduate University for Advanced Studies, SOKENDAI, [2]Toyama Co., Ltd.,

[3]High Energy Accelerator Research Organization, KEK, [4]Mitsubishi Corporation Technos Co., Ltd., [5]Nihon University

2017年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

南関東における加速器に関する最近の話題

Recent topics on particle accelerators in South Kanto

(3) アルバックにおける超伝導加速空洞開発 ～材料精製から空洞試作・評価まで～

(3) Development of Superconducting Cavity in ULVAC

*永田 智啓[1]，村上 裕彦[1]，篠澤 精一[1]，増居 浩明[1]，山中 将[2]，井上 均[2]，加古 永治[2]

[1]株式会社アルバック，[2]高エネルギー加速器研究機構

1. はじめに

超伝導加速空洞は加速器に搭載される部材であり、発生させた荷電粒子を高周波電場に乗せて加速させる一種の粒子加速方式に用いられるものである。近年では、特に高い加速エネルギーの粒子を得る場合には、投入エネルギーに対して得られるエネルギー効率が優れている超伝導状態のニオブが利用されている。しかしながら、ニオブは純金属の中でも高価な部類に入ることや現状では未だ加速空洞の量産技術には課題を抱えていることから、生産性が高く安価な加速空洞製造技術の確立が強く求められている。我々は課題を解決するために、高純度インゴットの精製技術、加速空洞部材の塑性加工技術、さらには加速空洞試作といった原料から空洞製造に渡る一貫した開発を進めている。

2. 高純度ニオブインゴットの製造

インゴットを精製するにあたり、ニオブ金属を溶解する手段として我々は電子ビーム溶解方式を採用している。電子ビーム溶解はインゴットを得るのにポピュラーな手法であるが、ガス成分や高融点金属の不純物を効率的に除去するために高真空中にて高出力で精製することが求められる。当社ではすでに電子ビーム溶解方式を用いて製造した金属製品の事業化が行われており、ここで蓄積された技術と真空装置メーカーである強みを活かして、高純度ニオブ精製用の 600 kW 電子ビーム溶解炉を独自の設計により導入した。電子ビーム溶解炉の外観写真を図１に示す。

図１　600 kW 電子ビーム溶解炉外観図

この溶解炉を稼働させてから高純度精製条件を掴むために数十回の溶解テストを行ってきた（図２）。高純度化の評価として、この分野では一般的に残留抵抗比（Residual Resistivity Ratio、 以下 RRR）と呼ばれる値が用いられ、加速器材料購買の仕様値としても盛り込まれていることが多い。ニオブの場合、RRR は以下の数式で記述される。

$$RRR = \rho(300\,K) / \rho(9.3\,K)$$

これは 300 K と 9.3 K における電気抵抗率の比を表すものであり、不純物量を判定する指標の一つとして用いら

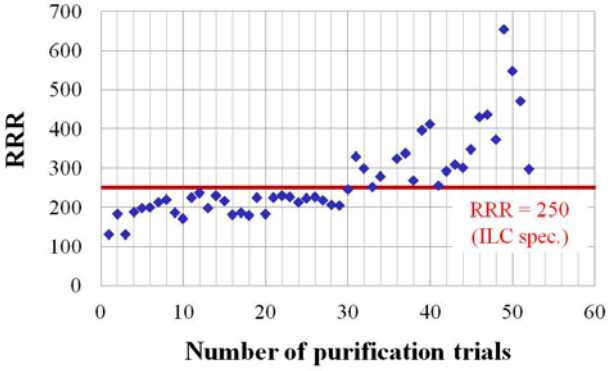


図２　インゴット試作回数と RRR の変遷

れ、一般的に純度が高いほど RRR の値は大きくなる。現状この溶解炉において、国際リニアコライダー計画でニオブ素材の仕様に設定されているような RRR が 250 を超える高純度インゴットの生産が可能となっている。

3. 高純度ニオブ加工における結晶組織

加速空洞としてニオブの超伝導特性を活かす上では結晶化していることは必須であるが、素材を加工して製作するにあたり、不純物を多く含む材料に対してはひずみが十分に蓄積されて熱処理により再結晶化するような加工条件であったとしても、高純度材料ではその限りでなく、鋳造組織の破壊やひずみの蓄積が不十分な場合、加工後の熱処理において再結晶化の進行不足や結晶粒径不均一性を引き起こす可能性がある。以下に、実際に加工強度の違いによる結晶組織の差異についての事例を述べたい。RRR: 300 の高純度インゴットを用いて加速器用の部材を作製するにあたり、従来未精製のニオブに採用していた製造工程で実施したものと、加工強度を改善した工程で実施したものについて取り挙げる。これらの結晶組織については EBSD 法（Electron Back Scatter Diffraction 法）によって評価した（図３）。高純度材料には不十分な加工強度と考えられる a)では、再結晶化しているものの図中矢印にあるように肥大結晶粒や集合組織が確認される。もし、さらに加工を加えて変形させるような場合には、これらの組織の周囲にある微細組織の伸びが追随せずに破断や欠陥発生の起点となりうるのでこのような結晶組織好ましくない。一方、ひずみが多く蓄積している段階と考えられる b)においては、肥大結晶粒や集合組織は確認されず、粒径の均一性が比較的良い結晶組織を形成していることがわかる。このように高純度材料において良質な結晶組織を得るためには、ひずみが十分に蓄積するような工程となるよう注意を要することがわかった。

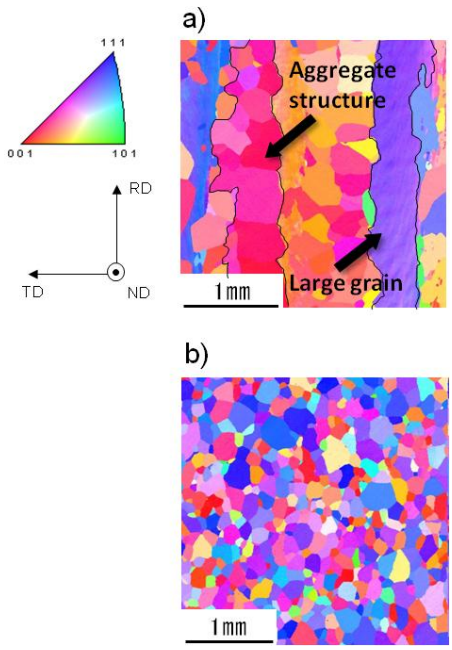


図３　ニオブ材加工後の EBSD 測定における IPF 像
a) after weak process, b) after strong process.

4. 加速空洞の試作と特性評価

RRR: 330 の高純度ニオブインゴットを用いて、溶接方式により単セル加速空洞の作製を試みた。工程は図４に示す通り、インゴットを切断・圧延して得た角板を経て円板状へと加工する。加工ひずみの蓄積状況により工程中に適宜熱処理を入れている。円板をプレス加工によりハーフセルと呼ばれるお椀状に成形した後、これらハーフセル 2 つの大口径部分を突き合わせて溶接し、またその両端にはビームパイプやフランジを溶接して接合させ、内面を鏡面研磨することで完成となる。加速空洞の膨らんだ部分を「セル」と呼び、今回の場合、セルが一つであるため単セル型となる。試作した単セル加速空洞は目視で確認した範囲では傷・変形や溶接不具合部分は観察されなかった。この加速空

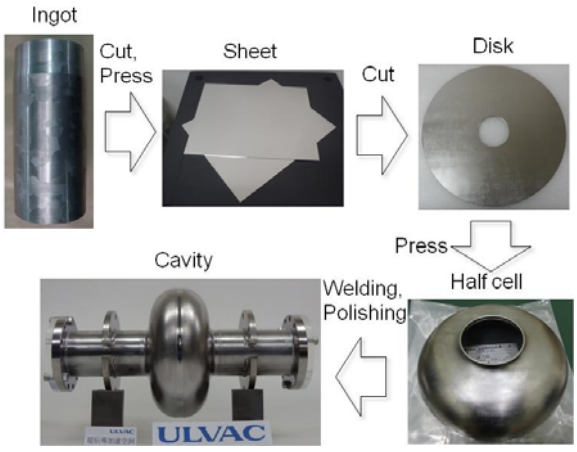


図４　加速空洞の作製フロー

洞について、大学共同利用機関法人 高エネルギー加速器研究機構（以下、高エネ研）において加速特性の評価を実施した（図５）。最大加速勾配 E_{acc}max. = 41 MV/m が得られ、ILC 計画で要求されている特性（E_{acc}max. > 35 MV/m）を達成するものであり、我々の高純度ニオブ材は超伝導加速空洞用材料として十分に適用できるものであることが実証された。

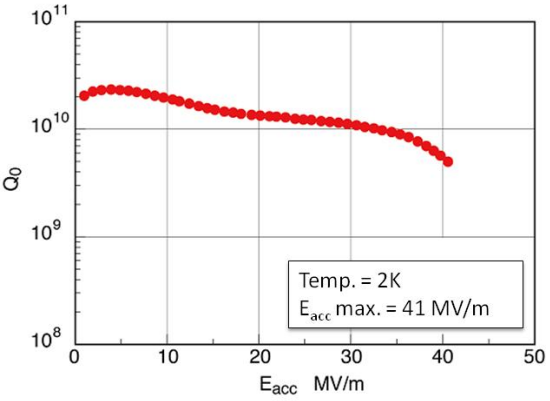


図５　試作した空洞の加速特性測定結果

4. さらなる低コスト化を目指した加速空洞開発

我々は加速空洞製造コストの低減を目指して、空洞本体に溶接を用いないシームレス空洞の開発にも取り組んでおり、高純度ニオブのストレート管から直接的に空洞の形状に成形する手法について検討を進めている。空洞形状へ成形する（膨らます）手段としては、ベローズ管の製造に用いられるような液圧成形法を採用している。この手法によりストレート管を破裂させることなくセル形状に成形することができ（図６）、高エネ研において加速特性の評価を実施した結果、 E_{acc}max. = 37 MV/m という良好な性能が得られた（図７）。現在はスケールアップ展開として、3 セル形状に対応するストレート管をすでに完成させており、今後液圧成形を実施する予定である。

5. おわりに

アルバックでは高純度ニオブの精製技術を確立すると共に、超伝導加速空洞用素材として技術的にもコスト的にも優れたものを見出すことを目的とした一連の材料開発について進めている。精製したインゴットは加速空洞に十分適用可能であることを実証し、空洞作製における塑性加工に関する知見も蓄積している。今後も一層実用的に向けて生産スループットやコストダウンに焦点を合わせた開発を進めていく予定である。

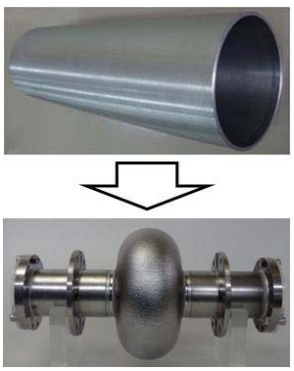


図６　上段：シームレス管、下段：液圧成形後のシームレス空洞

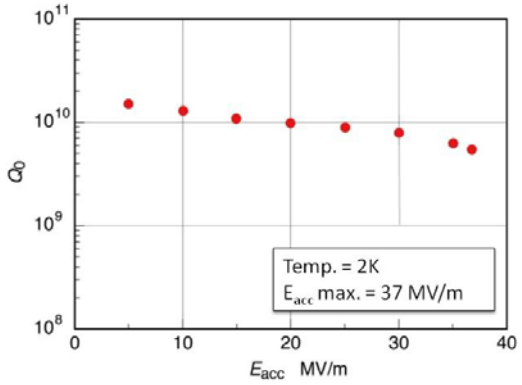


図７　シームレス空洞の加速特性測定結果

*Tomohiro Nagata[1], Hirohiko Murakami[1], Seiichi Shinozawa[1], Hiroaki Masui[1], Masashi Yamanaka[2], Hitoshi Inoue[2], and Eiji Kako[2]

[1]ULVAC Inc., [2]KEK

Planning Lecture | Technical division and Network | Social and Environmental Division

[1E_PL] Safety Goals as a "Social Contract"

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room E (16-205 Building No.16)

[1E_PL01] Safety Goals as a "Social Contract"

*Shin-etsu Sugawara[1] (1. CRIEPI)

[1E_PL02] Incorporating Societal Views into Risk Analysis

*Kazuhiko Noguchi[1] (1. Yokohama National Univ.)

[1E_PL03] Panel Discussion

*Panelists: Shin-etsu Sugawara[1], Kazuhiko Noguchi[2] (1. CRIEPI, 2. Yokohama National Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

社会・環境部会セッション

「社会との約束事」としての安全目標は、いかにして可能か？

Safety Goals as a "Social Contract"

「どれくらい安全ならば十分に『安全』といえるのか？」(“How safe is safe enough?”)――安全目標の策定とは，端的に言えば，この問いかけに答えようとする努力である。この問いに含まれる「十分に」という部分は，科学的・技術的な論理を基礎としつつもそれのみでは答えることができず，原子力を利用しようとする者，その便益を享受する者，負の影響を受ける者らの「思い」を適切に踏まえた上での「価値判断」が要請される，という含意を持つ。そのため，安全目標を策定し適用していく過程においては，社会との「対話」や「コミュニケーション」が必要であることが，しばしば指摘されてきたところである。

我が国では，2003 年 12 月に原子力安全委員会が「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」(以下，「中間とりまとめ」) を公表しており，同報告には「安全目標の策定及び適用に至る各段階で，安全目標の目的や内容，適用法等について，広く社会と対話を続けていくこと」という記述がある。実際，「中間とりまとめ」の策定過程では公開パネル討論会を 2 度実施し，社会に対して安全目標について問いかけようとする試みが行われた。しかし，「中間とりまとめ」の公表後は，そのような取組が積極的に行われた形跡は見当たらず，安全目標そのものも「目標案」のままとされてきた。

福島原子力事故後の 2013 年 4 月，新設された原子力規制委員会は，「安全目標に関し前回委員会（平成 25 年 4 月 3 日）までに議論された主な事項」を決定した。この「決定」では，「中間とりまとめ」の議論を基礎としつつも放射性物質の放出量と頻度に関する指標の追加を示唆するなど，目標のあり方に重要な見直しが加えられているが，その議論の過程がひろく社会に対して開かれていたとは言い難い。一方，最近の司法判決において，「原子力利用に係る受容可能な危険性の程度に関する議論については，今後も引き続き，原子力規制委員会内部のみならず，国会その他社会各層で議論を進めていくことが望ましい」との文言が盛り込まれているように，事故後の我が国においては，安全目標や原子力のリスクをめぐる社会的議論の必要性が一層高まっていることを認識させられる。

では，安全目標についてどのように「社会」について考慮し，どのようなプロセスで議論を進めていけば良いのだろうか。リスク管理において目指すべき目標であると同時に，「社会との約束事」としての安全目標は，いかにして可能となるのか。本セッションでは，まず，原子力利用に関わる諸主体のリスク管理の役割ないし責任はどうあるべきかという点に立ち帰り，改めて安全目標について検討を行う。さらに，リスク分析に社会の視点をどう織り込むかという観点から議論を行い，今後の我が国における原子力リスクならびに安全目標をめぐる公共的な議論に資することを目指す。

2017年春の年会

社会・環境部会セッション

「社会との約束事」としての安全目標は、いかにして可能か？

Safety Goals as a "Social Contract"

「どれくらい安全ならば十分に『安全』といえるのか？」(“How safe is safe enough?”)――安全目標の策定とは，端的に言えば，この問いかけに答えようとする努力である。この問いに含まれる「十分に」という部分は，科学的・技術的な論理を基礎としつつもそれのみでは答えることができず，原子力を利用しようとする者，その便益を享受する者，負の影響を受ける者らの「思い」を適切に踏まえた上での「価値判断」が要請される，という含意を持つ。そのため，安全目標を策定し適用していく過程においては，社会との「対話」や「コミュニケーション」が必要であることが，しばしば指摘されてきたところである。

我が国では，2003 年 12 月に原子力安全委員会が「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」(以下，「中間とりまとめ」）を公表しており，同報告には「安全目標の策定及び適用に至る各段階で，安全目標の目的や内容，適用法等について，広く社会と対話を続けていくこと」という記述がある。実際，「中間とりまとめ」の策定過程では公開パネル討論会を 2 度実施し，社会に対して安全目標について問いかけようとする試みが行われた。しかし，「中間とりまとめ」の公表後は，そのような取組が積極的に行われた形跡は見当たらず，安全目標そのものも「目標案」のままとされてきた。

福島原子力事故後の 2013 年 4 月，新設された原子力規制委員会は，「安全目標に関し前回委員会（平成 25 年 4 月 3 日）までに議論された主な事項」を決定した。この「決定」では，「中間とりまとめ」の議論を基礎としつつも放射性物質の放出量と頻度に関する指標の追加を示唆するなど，目標のあり方に重要な見直しが加えられているが，その議論の過程がひろく社会に対して開かれていたとは言い難い。一方，最近の司法判決において，「原子力利用に係る受容可能な危険性の程度に関する議論については，今後も引き続き，原子力規制委員会内部のみならず，国会その他社会各層で議論を進めていくことが望ましい」との文言が盛り込まれているように，事故後の我が国においては，安全目標や原子力のリスクをめぐる社会的議論の必要性が一層高まっていることを認識させられる。

では，安全目標についてどのように「社会」について考慮し，どのようなプロセスで議論を進めていけば良いのだろうか。リスク管理において目指すべき目標であると同時に，「社会との約束事」としての安全目標は，いかにして可能となるのか。本セッションでは，まず，原子力利用に関わる諸主体のリスク管理の役割ないし責任はどうあるべきかという点に立ち帰り，改めて安全目標について検討を行う。さらに，リスク分析に社会の視点をどう織り込むかという観点から議論を行い，今後の我が国における原子力リスクならびに安全目標をめぐる公共的な議論に資することを目指す。

(Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room E)

[1E_PL03] Panel Discussion

*Panelists: Shin-etsu Sugawara[1], Kazuhiko Noguchi[2] (1. CRIEPI, 2. Yokohama National Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1G_PL] Credibility Assessment of Nuclear Simulations: State of the art

Chair: Seiichi Koshizuka (Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room G (16-207 Building No.16)

[1G_PL01] Publication of the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

*Kotaro Nakada[1] (1. Toshiba)

[1G_PL02] Expectations for the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

*Masaki Shiratori[1] (1. Yokohama National Univ.)

[1G_PL03] Issues and Challenges for Simulation Credibility Assessment

*Masaaki Tanaka[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

計算科学技術部会セッション

シミュレーションの信頼性確保に関する取り組みの現状と課題

Credibility Assessment of Nuclear Simulations: State of the art

（1）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインの発行

(1) Publication of the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

中田　耕太郎 [1]

[1]（株）東芝

（2）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインへの期待

(2) Expectations for the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

白鳥　正樹 [2]

[2]横国大

（3）シミュレーションの信頼性確保に関する国内外の取り組みの現状と課題

(3) Issues and Challenges for Simulation Credibility Assessment

田中　正暁 [3]

[3]原子力機構

0. はじめに

国内外において V&V の重要性および必要性が広く認識され、シミュレーションの信頼性の確保に関わるガイドラインや標準を作成する動きが活発になっている。2016 年 7 月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」（原子力学会ガイドライン）が発行された。これは、シミュレーションの信頼性の確保に関する重要性が高まる状況に鑑み，モデル V&V（Verification and Validation）に基づいて、不確かさを考慮した予測評価，品質管理を加えたモデリング&シミュレーションの方法論の考え方をまとめたものである。本セッションでは、原子力学会ガイドラインの発行に係る活動の概説と期待、そして他分野における国内外における活動の現状等について議論する。

1.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」の発行

日本原子力学会では、標準委員会 基盤応用・廃炉技術専門部会の下、2012 年にシミュレーションの信頼性分科会を設立、幅広い原子力技術分野への適用性の検討を行いながら、モデリング＆シミュレーション（M&S）による技術基盤として、不確かさや予測性などを考慮したシミュレーションの信頼性評価手法の考え方を審議した。これらは「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」としてまとめられ、2016 年 7 月 15 日に発行した。シミュレーション技術は、計算機性能の急速な向上とともに、大きく進歩する一方、計算機シミュレーションのプロセスや結果を確認するための手法の確立が喫緊の課題となっていた。日本原子力学会の東電福島第一発電所事故報告書では、自然現象の複雑さと我々が持つ知見の限界を認識し、シミュレーション技術の検証により適切に運用すること、同事故に対するシミュレーションの不確かさが大きなことからシミュレーション技術の向上へ新たな知見を収集する取組の必要性が提言されている。このような諸課題を着実に解決して行くためには、モデル V&V（Verification and Validation）の考え方に基づいて、モデリング及び予測における不確かさの定量化及びその低減に資する客観的な方法論

Korato Nakada[1] , Masaki Shiratorii[2], and Masaaki Tanaka[3]

[1]Toshiba Corporation, [2]Yokohana National University, and [3]Japan Atomic Energy Agency

の枠組みを構築し活用することが必要である。本ガイドラインは、現象のモデリングに焦点を当てたシミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方を示している。シミュレーションモデルの予測性能が要求を満たすか否かを判断する基本手順として、図 1 に示すように、「概念モデルの開発」「数学モデル化」「物理的モデル化」「シミュレーションモデルの予測性能判断」の 4 つの要素（エレメント）が構成されている、さらに、「不確かさを考慮した予測評価」「評価プロセスの文書化」「品質管理」の３つの要素を追加し　モデル V&V に必要とされる要件を完備している。「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」の講習会を実施し、シミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方の普及活動も進めている。

2.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」への期待

特別講師として、日本計算工学会に設置された「シミュレーションの品質・信頼性にかかわる調査・研究」研究分科会（HQC 研究分科会）において 3 期 6 年間にわたり主査を務められた横浜国立大学名誉教授 白鳥 正樹 先生をお迎えし、これまでの先生のご活動を通じた幅広くかつ高い視点から、原子力学会ガイドラインに対するご期待やご意見を頂く。先生は、HQC 研究分科会設立以前の早くから「今、なぜ解析の品質か」(1) との工学シミュレーションにおける品質保証の重要性を指摘され、日本独自の品質保証の仕組みづくりの必要性を提言されてきた (2, 3)。また、長年のご尽力により日本計算工学会から、ISO9001 に基づく解析業務の品質管理標準である「工学シミュレーションの品質マネジメント（HQC001)」、「工学シミュレーションの標準手順（HQC002)」、その事例集（HQC003）が発行されている。品質管理に関する活動は原子力学会ガイドラインと密接な関係がある。原子力学会ガイドライン本文 3.7 節において、品質管理に言及しており、図 1 に示すように、エレメント 1 からエレメント 4 の各手順と、不確かさを考慮した予測評価及び評価プロセスの文書化は、いずれも優れた品質管理の下で実施し、これに十分な文書及びその一部としての品質記録を作成することが重要としている。また、附属書（参考）A.6 章に品質管理システムについての説明が加えられ、解析者、コード開発者、実験者及び全体設計者の緊密な連携体制を構築することの重要性、さらに技術者の力量管理の重要性に言及するとともに、日本計算工学会の標準は参考文献として挙げられている。

3. 国内外の取り組みの現状と課題

原子力分野におけるシミュレーションの信頼性確保の重要性から、日本原子力学会からは、最適評価コードと不確かさの影響を考慮する安全評価手法として「統計的安全評価の実施基準 : 2008」、環境影響評価において V&V の考え方を取り入れた「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 : 2011」、原子力分野での幅広い技術分野に共通する V&V の考え方を規定した「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」などが発行されている。この他、原子炉施設の解析業務に係るガイドライン (4, 5) が発行され、原子炉施設の安全性評価の過程において実務の面で重要な位置付けにある。また、海外においては、米国原子力学会（ANS)、経済協力開発機構／原子力機関（OECD／NEA)、国際原子力機関（IAEA）においてガイドラインの整備が進められている。特に米国原子力規制委員会（USNRC）では、原子力システムの安全評価における活発な活動が行われ、現在では重要な評価手法（ツール）として広く知られている CSAU や EMDAP、PIRT などが整備されてきた。また、米国機械学会（ASME）では、固体計算力学（V&V-10）および計算流体力学と伝熱（V&V-20）に関するガイドラインが発行され、様々な分野での V&V 実装において広く参照されている他、「原子力システムにおける熱流動挙動のシミュレーション（V&V-30)」をはじめ、医療機器（V&V-40)、先端製造技術

（V&V-50）およびエネルギー機器（V&V-60）に関するガイドラインの整備も進められている。国内においては、宇宙航空研究開発機構（JAXA）からソフトウェア独立検証と有効性確認（Independent Verification and Validation：IV&V）についてまとめた冊子（「虎の巻」）（6）が発行されている他、日本土木学会応用力学委員会において「土木分野の数値解析における V&V に関する小委員会」（委員長：徳島大学　渦岡教授）（7）が設置され、V&V に関する活発な議論が行われている。また、特定非営利活動法人・非線形 CAE 協会において「CAE におけるベリフィケーションとバリデーション（VV）」をテーマとした勉強会が 2004 年の早い時期に開催されている（8）。このように、様々な分野において V&V は重要な位置づけとして捉えられており（9, 10）、シミュレーションの信頼性確保に係る V&V の重要性および必要性について広く認識されている。そこで、様々な分野での活動を概説し、「シミュレーションの信頼性確保」のために必要な V&V の実装・実施に係る現状と課題について考える。

参考文献

(1) 白鳥、「今、なぜ解析の品質か」、日本機械学会第 16 回計算力学講演会論文集〔No.03-26〕、2003 年 11 月 22 日～24 日、神戸市（2003）、pp. 731～732.
(2) 白鳥、中村、越塚、他、「パネルディスカッション報告　シミュレーションの品質保証と現実問題への適用」日本計算工学会誌、Vol.14、No.4（2009）、pp.37～45.
(3) 日本学術会議　総合工学委員会・機械工学委員会合同　計算科学シミュレーションと工学設計分科会報告「ものづくり支援のための計算力学シミュレーションの品質保証に向けて」（2011/04/28）www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-21-h123-2.pdf.
(4) （一社）日本電気協会、「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」、JEAC4111-2013（2013）、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)の適用指針 −原子力発電所の運転段階−」JEAG4121-2009［2013 年追補版］（2013）.
(5) （一社）原子力安全推進協会、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」、JANSI-GQA-01－第 2 版（2013）.
(6) 宇宙航空研究開発機構、「IV &V ガイドブック　虎の巻」、JAXA-SP-12-016（2013）.
(7) 土木学会応用力学委員会　活動報告（http://www.jsce.or.jp/committee/amc/report.html）.
(8) 非線形 CAE 協会「CAE のためのバリデーション・ベリフィケーション(VV)」、第 6 期非線形 CAE 勉強会、2004 年 11 月 27 日～28 日、http://www.jancae.org/study/06/03_03.html&03_04.html.
(9) 中田、工藤、田中、「解析コード V&V の現状と実施例」、日本原子力学会 2015 年春の年会、2015 年 3 月 20～22 日、日立市（茨城大学）（2015）、TN21.
(10) 越塚ら、「特集　V&V の最近の進展」、日本計算工学会誌「計算工学」、Vol. 21、No.3（2016）.

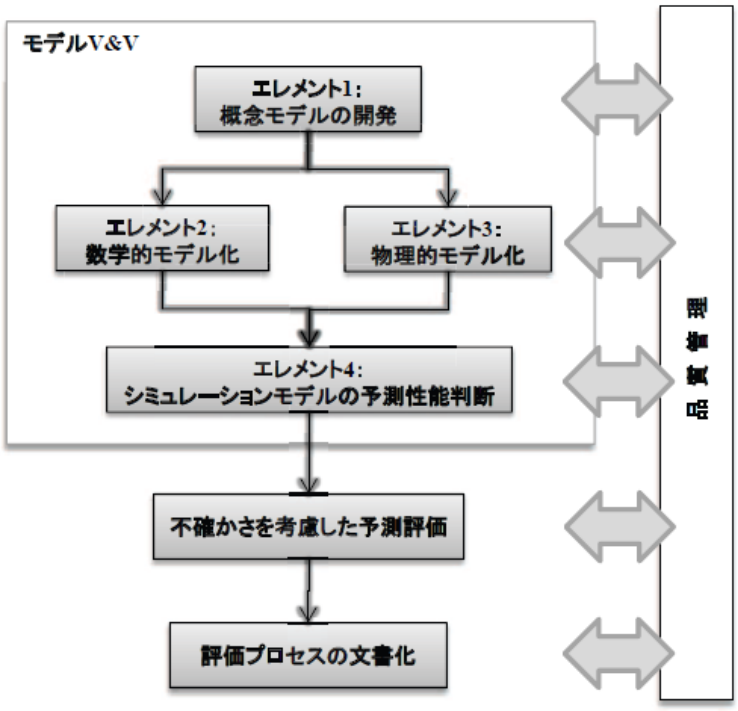


図１　モデリング＆シミュレーションの流れ及び品質管理との関係
（原子力学会ガイドラインより抜粋）

2017年春の年会

計算科学技術部会セッション

シミュレーションの信頼性確保に関する取り組みの現状と課題

Credibility Assessment of Nuclear Simulations: State of the art

（1）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインの発行

(1) Publication of the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

中田　耕太郎 [1]

[1]（株）東芝

（2）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインへの期待

(2) Expectations for the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

白鳥　正樹 [2]

[2]横国大

（3）シミュレーションの信頼性確保に関する国内外の取り組みの現状と課題

(3) Issues and Challenges for Simulation Credibility Assessment

田中　正暁 [3]

[3]原子力機構

0. はじめに

国内外において V&V の重要性および必要性が広く認識され、シミュレーションの信頼性の確保に関わるガイドラインや標準を作成する動きが活発になっている。2016 年 7 月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」（原子力学会ガイドライン）が発行された。これは、シミュレーションの信頼性の確保に関する重要性が高まる状況に鑑み，モデル V&V（Verification and Validation）に基づいて、不確かさを考慮した予測評価，品質管理を加えたモデリング&シミュレーションの方法論の考え方をまとめたものである。本セッションでは、原子力学会ガイドラインの発行に係る活動の概説と期待、そして他分野における国内外における活動の現状等について議論する。

1.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」の発行

日本原子力学会では、標準委員会 基盤応用・廃炉技術専門部会の下、2012 年にシミュレーションの信頼性分科会を設立、幅広い原子力技術分野への適用性の検討を行いながら、モデリング＆シミュレーション（M&S）による技術基盤として、不確かさや予測性などを考慮したシミュレーションの信頼性評価手法の考え方を審議した。これらは「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」としてまとめられ、2016 年 7 月 15 日に発行した。シミュレーション技術は、計算機性能の急速な向上とともに、大きく進歩する一方、計算機シミュレーションのプロセスや結果を確認するための手法の確立が喫緊の課題となっていた。日本原子力学会の東電福島第一発電所事故報告書では、自然現象の複雑さと我々が持つ知見の限界を認識し、シミュレーション技術の検証により適切に運用すること、同事故に対するシミュレーションの不確かさが大きなことからシミュレーション技術の向上へ新たな知見を収集する取組の必要性が提言されている。このような諸課題を着実に解決して行くためには、モデル V&V（Verification and Validation）の考え方に基づいて、モデリング及び予測における不確かさの定量化及びその低減に資する客観的な方法論

Korato Nakada[1] , Masaki Shiratorii[2], and Masaaki Tanaka[3]

[1]Toshiba Corporation, [2]Yokohana National University, and [3]Japan Atomic Energy Agency

の枠組みを構築し活用することが必要である。本ガイドラインは、現象のモデリングに焦点を当てたシミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方を示している。シミュレーションモデルの予測性能が要求を満たすか否かを判断する基本手順として、図 1 に示すように、「概念モデルの開発」「数学モデル化」「物理的モデル化」「シミュレーションモデルの予測性能判断」の 4 つの要素（エレメント）が構成されている、さらに、「不確かさを考慮した予測評価」「評価プロセスの文書化」「品質管理」の３つの要素を追加し　モデル V&V に必要とされる要件を完備している。「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」の講習会を実施し、シミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方の普及活動も進めている。

2.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」への期待

特別講師として、日本計算工学会に設置された「シミュレーションの品質・信頼性にかかわる調査・研究」研究分科会（HQC 研究分科会）において 3 期 6 年間にわたり主査を務められた横浜国立大学名誉教授 白鳥 正樹 先生をお迎えし、これまでの先生のご活動を通じた幅広くかつ高い視点から、原子力学会ガイドラインに対するご期待やご意見を頂く。先生は、HQC 研究分科会設立以前の早くから「今、なぜ解析の品質か」(1) との工学シミュレーションにおける品質保証の重要性を指摘され、日本独自の品質保証の仕組みづくりの必要性を提言されてきた (2, 3)。また、長年のご尽力により日本計算工学会から、ISO9001 に基づく解析業務の品質管理標準である「工学シミュレーションの品質マネジメント（HQC001)」、「工学シミュレーションの標準手順（HQC002)」、その事例集（HQC003）が発行されている。品質管理に関する活動は原子力学会ガイドラインと密接な関係がある。原子力学会ガイドライン本文 3.7 節において、品質管理に言及しており、図 1 に示すように、エレメント 1 からエレメント 4 の各手順と、不確かさを考慮した予測評価及び評価プロセスの文書化は、いずれも優れた品質管理の下で実施し、これに十分な文書及びその一部としての品質記録を作成することが重要としている。また、附属書（参考）A.6 章に品質管理システムについての説明が加えられ、解析者、コード開発者、実験者及び全体設計者の緊密な連携体制を構築することの重要性、さらに技術者の力量管理の重要性に言及するとともに、日本計算工学会の標準は参考文献として挙げられている。

3. 国内外の取り組みの現状と課題

原子力分野におけるシミュレーションの信頼性確保の重要性から、日本原子力学会からは、最適評価コードと不確かさの影響を考慮する安全評価手法として「統計的安全評価の実施基準 : 2008」、環境影響評価において V&V の考え方を取り入れた「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 : 2011」、原子力分野での幅広い技術分野に共通する V&V の考え方を規定した「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」などが発行されている。この他、原子炉施設の解析業務に係るガイドライン（4, 5）が発行され、原子炉施設の安全性評価の過程において実務の面で重要な位置付けにある。また、海外においては、米国原子力学会（ANS)、経済協力開発機構／原子力機関（OECD／NEA)、国際原子力機関（IAEA）においてガイドラインの整備が進められている。特に米国原子力規制委員会（USNRC）では、原子力システムの安全評価における活発な活動が行われ、現在では重要な評価手法（ツール）として広く知られている CSAU や EMDAP、PIRT などが整備されてきた。また、米国機械学会（ASME）では、固体計算力学（V&V-10）および計算流体力学と伝熱（V&V-20）に関するガイドラインが発行され、様々な分野での V&V 実装において広く参照されている他、「原子力システムにおける熱流動挙動のシミュレーション（V&V-30)」をはじめ、医療機器（V&V-40)、先端製造技術

（V&V-50）およびエネルギー機器（V&V-60）に関するガイドラインの整備も進められている。国内においては、宇宙航空研究開発機構（JAXA）からソフトウェア独立検証と有効性確認（Independent Verification and Validation：IV&V）についてまとめた冊子（「虎の巻」）（6）が発行されている他、日本土木学会応用力学委員会において「土木分野の数値解析における V&V に関する小委員会」（委員長：徳島大学　渦岡教授）（7）が設置され、V&V に関する活発な議論が行われている。また、特定非営利活動法人・非線形 CAE 協会において「CAE におけるベリフィケーションとバリデーション（VV）」をテーマとした勉強会が 2004 年の早い時期に開催されている（8）。このように、様々な分野において V&V は重要な位置づけとして捉えられており（9, 10）、シミュレーションの信頼性確保に係る V&V の重要性および必要性について広く認識されている。そこで、様々な分野での活動を概説し、「シミュレーションの信頼性確保」のために必要な V&V の実装・実施に係る現状と課題について考える。

参考文献

(1) 白鳥、「今、なぜ解析の品質か」、日本機械学会第 16 回計算力学講演会論文集〔No.03-26〕、2003 年 11 月 22 日～24 日、神戸市（2003）、pp. 731～732.
(2) 白鳥、中村、越塚、他、「パネルディスカッション報告　シミュレーションの品質保証と現実問題への適用」日本計算工学会誌、Vol.14、No.4（2009）、pp.37～45.
(3) 日本学術会議　総合工学委員会・機械工学委員会合同　計算科学シミュレーションと工学設計分科会報告「ものづくり支援のための計算力学シミュレーションの品質保証に向けて」（2011/04/28）www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-21-h123-2.pdf.
(4) （一社）日本電気協会、「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」、JEAC4111-2013（2013）、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)の適用指針 −原子力発電所の運転段階−」JEAG4121-2009［2013 年追補版］（2013）.
(5) （一社）原子力安全推進協会、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」、JANSI-GQA-01－第 2 版（2013）.
(6) 宇宙航空研究開発機構、「IV &V ガイドブック　虎の巻」、JAXA-SP-12-016（2013）.
(7) 土木学会応用力学委員会　活動報告（http://www.jsce.or.jp/committee/amc/report.html）.
(8) 非線形 CAE 協会「CAE のためのバリデーション・ベリフィケーション(VV)」、第 6 期非線形 CAE 勉強会、2004 年 11 月 27 日～28 日、http://www.jancae.org/study/06/03_03.html&03_04.html.
(9) 中田、工藤、田中、「解析コード V&V の現状と実施例」、日本原子力学会 2015 年春の年会、2015 年 3 月 20～22 日、日立市（茨城大学）（2015）、TN21.
(10) 越塚ら、「特集　V&V の最近の進展」、日本計算工学会誌「計算工学」、Vol. 21、No.3（2016）.

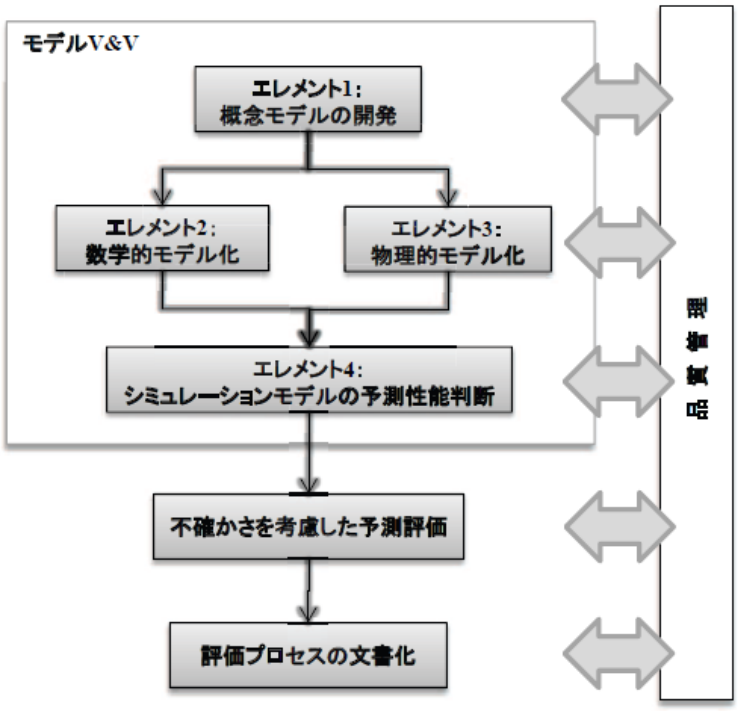


図１　モデリング＆シミュレーションの流れ及び品質管理との関係
（原子力学会ガイドラインより抜粋）

2017年春の年会

計算科学技術部会セッション

シミュレーションの信頼性確保に関する取り組みの現状と課題

Credibility Assessment of Nuclear Simulations: State of the art

（1）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインの発行

(1) Publication of the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

中田　耕太郎 [1]

[1]（株）東芝

（2）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインへの期待

(2) Expectations for the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

白鳥　正樹 [2]

[2]横国大

（3）シミュレーションの信頼性確保に関する国内外の取り組みの現状と課題

(3) Issues and Challenges for Simulation Credibility Assessment

田中　正暁 [3]

[3]原子力機構

0. はじめに

国内外において V&V の重要性および必要性が広く認識され、シミュレーションの信頼性の確保に関わるガイドラインや標準を作成する動きが活発になっている。2016 年 7 月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」（原子力学会ガイドライン）が発行された。これは、シミュレーションの信頼性の確保に関する重要性が高まる状況に鑑み，モデル V&V（Verification and Validation）に基づいて、不確かさを考慮した予測評価，品質管理を加えたモデリング&シミュレーションの方法論の考え方をまとめたものである。本セッションでは、原子力学会ガイドラインの発行に係る活動の概説と期待、そして他分野における国内外における活動の現状等について議論する。

1.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」の発行

日本原子力学会では、標準委員会 基盤応用・廃炉技術専門部会の下、2012 年にシミュレーションの信頼性分科会を設立、幅広い原子力技術分野への適用性の検討を行いながら、モデリング＆シミュレーション（M&S）による技術基盤として、不確かさや予測性などを考慮したシミュレーションの信頼性評価手法の考え方を審議した。これらは「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」としてまとめられ、2016 年 7 月 15 日に発行した。シミュレーション技術は、計算機性能の急速な向上とともに、大きく進歩する一方、計算機シミュレーションのプロセスや結果を確認するための手法の確立が喫緊の課題となっていた。日本原子力学会の東電福島第一発電所事故報告書では、自然現象の複雑さと我々が持つ知見の限界を認識し、シミュレーション技術の検証により適切に運用すること、同事故に対するシミュレーションの不確かさが大きなことからシミュレーション技術の向上へ新たな知見を収集する取組の必要性が提言されている。このような諸課題を着実に解決して行くためには、モデル V&V（Verification and Validation）の考え方に基づいて、モデリング及び予測における不確かさの定量化及びその低減に資する客観的な方法論

Korato Nakada[1] , Masaki Shiratorii[2], and Masaaki Tanaka[3]

[1]Toshiba Corporation, [2]Yokohana National University, and [3]Japan Atomic Energy Agency

の枠組みを構築し活用することが必要である。本ガイドラインは、現象のモデリングに焦点を当てたシミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方を示している。シミュレーションモデルの予測性能が要求を満たすか否かを判断する基本手順として、図 1 に示すように、「概念モデルの開発」「数学モデル化」「物理的モデル化」「シミュレーションモデルの予測性能判断」の 4 つの要素（エレメント）が構成されている、さらに、「不確かさを考慮した予測評価」「評価プロセスの文書化」「品質管理」の３つの要素を追加し　モデル V&V に必要とされる要件を完備している。「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」の講習会を実施し、シミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方の普及活動も進めている。

2.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」への期待

特別講師として、日本計算工学会に設置された「シミュレーションの品質・信頼性にかかわる調査・研究」研究分科会（HQC 研究分科会）において 3 期 6 年間にわたり主査を務められた横浜国立大学名誉教授 白鳥 正樹 先生をお迎えし、これまでの先生のご活動を通じた幅広くかつ高い視点から、原子力学会ガイドラインに対するご期待やご意見を頂く。先生は、HQC 研究分科会設立以前の早くから「今、なぜ解析の品質か」(1) との工学シミュレーションにおける品質保証の重要性を指摘され、日本独自の品質保証の仕組みづくりの必要性を提言されてきた (2, 3)。また、長年のご尽力により日本計算工学会から、ISO9001 に基づく解析業務の品質管理標準である「工学シミュレーションの品質マネジメント（HQC001)」、「工学シミュレーションの標準手順（HQC002)」、その事例集（HQC003）が発行されている。品質管理に関する活動は原子力学会ガイドラインと密接な関係がある。原子力学会ガイドライン本文 3.7 節において、品質管理に言及しており、図 1 に示すように、エレメント 1 からエレメント 4 の各手順と、不確かさを考慮した予測評価及び評価プロセスの文書化は、いずれも優れた品質管理の下で実施し、これに十分な文書及びその一部としての品質記録を作成することが重要としている。また、附属書（参考）A.6 章に品質管理システムについての説明が加えられ、解析者、コード開発者、実験者及び全体設計者の緊密な連携体制を構築することの重要性、さらに技術者の力量管理の重要性に言及するとともに、日本計算工学会の標準は参考文献として挙げられている。

3. 国内外の取り組みの現状と課題

原子力分野におけるシミュレーションの信頼性確保の重要性から、日本原子力学会からは、最適評価コードと不確かさの影響を考慮する安全評価手法として「統計的安全評価の実施基準 : 2008」、環境影響評価において V&V の考え方を取り入れた「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 : 2011」、原子力分野での幅広い技術分野に共通する V&V の考え方を規定した「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」などが発行されている。この他、原子炉施設の解析業務に係るガイドライン (4, 5) が発行され、原子炉施設の安全性評価の過程において実務の面で重要な位置付けにある。また、海外においては、米国原子力学会（ANS)、経済協力開発機構／原子力機関（OECD／NEA)、国際原子力機関（IAEA）においてガイドラインの整備が進められている。特に米国原子力規制委員会（USNRC）では、原子力システムの安全評価における活発な活動が行われ、現在では重要な評価手法（ツール）として広く知られている CSAU や EMDAP、PIRT などが整備されてきた。また、米国機械学会（ASME）では、固体計算力学（V&V-10）および計算流体力学と伝熱（V&V-20）に関するガイドラインが発行され、様々な分野での V&V 実装において広く参照されている他、「原子力システムにおける熱流動挙動のシミュレーション（V&V-30)」をはじめ、医療機器（V&V-40)、先端製造技術

（V&V-50）およびエネルギー機器（V&V-60）に関するガイドラインの整備も進められている。国内においては、宇宙航空研究開発機構（JAXA）からソフトウェア独立検証と有効性確認（Independent Verification and Validation：IV&V）についてまとめた冊子（「虎の巻」）（6）が発行されている他、日本土木学会応用力学委員会において「土木分野の数値解析における V&V に関する小委員会」（委員長：徳島大学　渦岡教授）（7）が設置され、V&V に関する活発な議論が行われている。また、特定非営利活動法人・非線形 CAE 協会において「CAE におけるベリフィケーションとバリデーション（VV）」をテーマとした勉強会が 2004 年の早い時期に開催されている（8）。このように、様々な分野において V&V は重要な位置づけとして捉えられており（9, 10）、シミュレーションの信頼性確保に係る V&V の重要性および必要性について広く認識されている。そこで、様々な分野での活動を概説し、「シミュレーションの信頼性確保」のために必要な V&V の実装・実施に係る現状と課題について考える。

参考文献

(1) 白鳥、「今、なぜ解析の品質か」、日本機械学会第 16 回計算力学講演会論文集〔No.03-26〕、2003 年 11 月 22 日～24 日、神戸市（2003）、pp. 731～732.
(2) 白鳥、中村、越塚、他、「パネルディスカッション報告　シミュレーションの品質保証と現実問題への適用」日本計算工学会誌、Vol.14、No.4（2009）、pp.37～45.
(3) 日本学術会議　総合工学委員会・機械工学委員会合同　計算科学シミュレーションと工学設計分科会報告「ものづくり支援のための計算力学シミュレーションの品質保証に向けて」（2011/04/28）www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-21-h123-2.pdf.
(4) （一社）日本電気協会、「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」、JEAC4111-2013（2013）、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)の適用指針 −原子力発電所の運転段階−」JEAG4121-2009［2013 年追補版］（2013）.
(5) （一社）原子力安全推進協会、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」、JANSI-GQA-01－第 2 版（2013）.
(6) 宇宙航空研究開発機構、「IV &V ガイドブック　虎の巻」、JAXA-SP-12-016（2013）.
(7) 土木学会応用力学委員会　活動報告（http://www.jsce.or.jp/committee/amc/report.html）.
(8) 非線形 CAE 協会「CAE のためのバリデーション・ベリフィケーション(VV)」、第 6 期非線形 CAE 勉強会、2004 年 11 月 27 日～28 日、http://www.jancae.org/study/06/03_03.html&03_04.html.
(9) 中田、工藤、田中、「解析コード V&V の現状と実施例」、日本原子力学会 2015 年春の年会、2015 年 3 月 20～22 日、日立市（茨城大学）（2015）、TN21.
(10) 越塚ら、「特集　V&V の最近の進展」、日本計算工学会誌「計算工学」、Vol. 21、No.3（2016）.

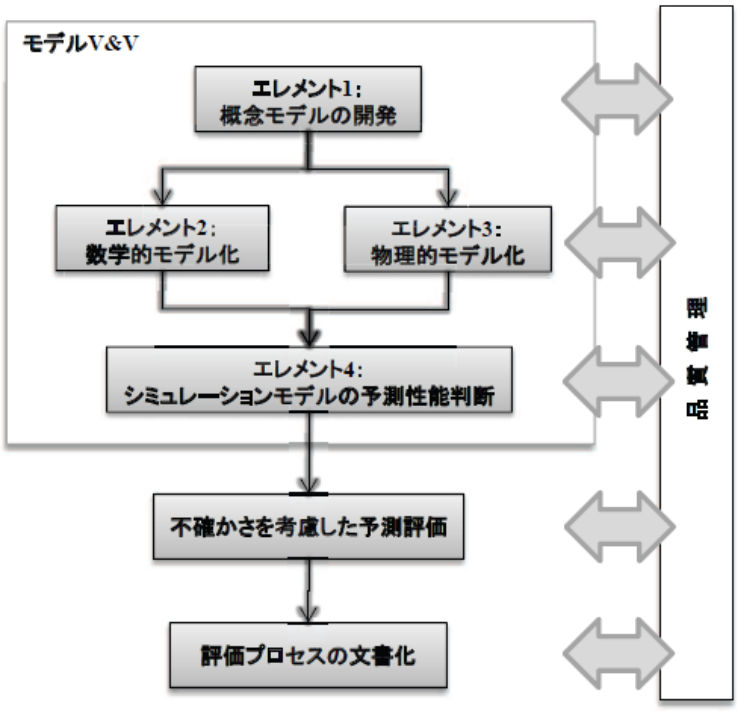


図１　モデリング＆シミュレーションの流れ及び品質管理との関係
（原子力学会ガイドラインより抜粋）

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Division

[1I_PL] Fuel Technology Development for Partitioning and Transmutation of Minor Actinide (MA)

Chair: Kazuo Minato (JAEA)

Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room I (16-304 Building No.16)

[1I_PL01] Current Status and Issues in MA-Bearing Oxide Fuel Development

*Kosuke Tanaka[1] （1. JAEA）

[1I_PL02] Current Status and Issues in MA-Bearing Metal Fuel Development

*Hirokazu Ohta[1] （1. CRIEPI）

[1I_PL03] Current Status and Issues in MA-Bearing Nitride Fuel Development

*Masahide Takano[1] （1. JAEA）

[1I_PL04] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

核燃料部会セッション

マイナーアクチノイド（MA）の分離変換のための燃料技術開発

Fuel Technology Development for Partitioning and Transmutation of Minor Actinide (MA)

（1）MA 含有酸化物燃料の開発の現状と課題

(1) Current Status and Issues in MA-Bearing Oxide Fuel Development

田中 康介[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. MA 含有酸化物燃料の分離変換技術

酸化物燃料を用いた高速炉における分離変換技術としては、低濃度の MA を酸化物燃料に添加して燃焼させる高速炉均質型、比較的高濃度の MA を酸化物燃料に添加した小数の燃料体を非均質に装荷することにより集中的に燃焼させる高速炉非均質型の 2 種類が挙げられる。これらの変換形態を有する高速炉 MA リサイクルシステムの実用化には、燃料を安定的に製造する技術を確立するとともに、燃料の物性（熱的・機械的特性）や照射中のふるまいに及ぼす MA 添加の影響を把握することが求められる。

2. 我が国における MA 含有酸化物燃料の開発状況

高速炉均質型においては、最大 5%までの Am を含有する MOX 燃料の遠隔操作による製造が行われ、照射に必要な所定の仕様（密度、O/M 比等）に調整する技術の確立に成功している。また、この濃度範囲での各種物性に及ぼす Am 添加の影響が評価されている。さらに、高速実験炉「常陽」で MA 含有酸化物燃料の照射試験“Am-1”が行われ、照射初期の組織変化挙動、Pu 及び Am 再分布挙動等に関する知見を得ている。一方、高速炉非均質型は、20%までの Am を添加した MOX 燃料ペレットの製造に成功しているが、所定の仕様を得るためには製造手法の改善、最適化が必要な状況にある。また、酸化物燃料の物性に及ぼす高濃度領域までの MA 含有の影響に関する実験データも限られており、さらなる技術開発が必要である。

3. 海外における MA 含有酸化物燃料の開発状況

燃料製造技術開発としては、フランス CEA において、高濃度の Am を含有する UO_2 燃料（ブランケット燃料）の研究が精力的に行われており、焼結特性に関する基礎的な知見が蓄積されつつある[1)]。

一方、MA 含有酸化物燃料の照射挙動としては、フランスの Phénix 炉において、Am、Np 含有酸化物燃料の照射試験“SUPERFACT”が行われ、照射後試験の結果から、通常の MOX 燃料と類似の照射挙動を示すことが確認されている[2)]。また、米国においても、Am 及び Np 含有酸化物燃料の照射試験“AFC-2C/2D”が高速炉のスペクトルに近づけた条件の ATR 炉において行われ[3)]、現在、照射後試験が実施されている。

4. 今後の展望

これまでの MA 含有酸化物燃料の研究開発は、意図的に回収した MA（ストックパイル）を用いて行われてきた（技術熟成度：TRL4）。今後は、照射済燃料から分離した MA（フィードストック）を用いた工学的規模での実証が必要となる（TRL5）。このステップアップに先立ち、既存施設の能力を最大限に活用し、照射済燃料から分離・回収した少量のフィードストック MA を用いた燃料製造、照射試験、照射後試験からなる“SmART（Small Amount of Reused fuel Test）サイクル”の検討が進められている。

［参考文献］ 1) F. Lebreton et al., J. Nucl. Mater. 438 (2013) 99. , 2) C. T. Walker et al., J. Nucl. Mater. 218 (1995) 129. , 3) K. J. McClellan et al., Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR13), 2013.

Kosuke Tanaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2017年春の年会

核燃料部会セッション

マイナーアクチノイド（MA）の分離変換のための燃料技術開発

Fuel Technology Development for Partitioning and Transmutation of Minor Actinide (MA)

（2）MA 含有金属燃料の開発の現状と課題

(2) Current Status and Issues in MA-Bearing Metal Fuel Development

太田 宏一[1]

[1]電力中央研究所

1. はじめに

使用済燃料に含まれる長半減期のマイナーアクチノイド（MA）を分離し、高速炉や加速器駆動未臨界炉を用いて核変換することにより、放射性廃棄物の減容と有害度を低減する技術の開発が世界の研究機関で進められている。金属燃料の電解精製に基づく乾式再処理では、原理的にプルトニウム（Pu）とともにMAが同時に回収される。また、湿式再処理で生じた高レベル廃液から乾式分離によってMAを回収することもできる。これらの乾式技術と整合性の高い金属燃料高速炉は、炉内の中性子エネルギーが高いため、回収したMAが効率的に核変換される。

2. MA 含有金属燃料の特徴

再処理される使用済み燃料の組成やアクチニド回収工程の設計に大きく依存するが､回収されたMAには､化学的性質が類似した希土類元素（RE）の核分裂生成物（FP）が混入し得る。ウラン-プルトニウム-ジルコニウム（U-Pu-Zr）合金からなる金属燃料はREとの混和性が低く、均一な合金を製造するには、REの混入率を5wt%程度以下に抑える必要がある。一方で、REを高除染で除去できれば、数10wt%以上のMAを含む金属燃料も比較的容易に調整できることが確認されている。

3. MA 含有金属燃料の開発状況

3-1. 国際動向

MA含有金属燃料の開発は、我が国をはじめ、米国や欧州を中心に進められている。電中研ではカールスルーエ共同研究センター(JRC-KA)と協力して､U-19Pu-2MA-2RE-10Zr合金(wt%)およびU-19Pu-5MA-5RE-10Zr合金を製造し、高速炉フェニックスで照射を行った[1]。アイダホ国立研究所（INL）は、Uを含まないTRU合金など様々な組成の金属燃料を調整し、アメリシウム（Am）の揮発を抑えた重力鋳造法による燃料製造試験やATRによる照射試験を行っている[2]。さらにINL、JRC-KA、フランス原子力・代替エネルギー庁(CEA)は、国際共同プログラムFUTURIX-FTAの一環としてフェニックス炉によるPu-12Am-40Zr合金とU-29Pu-6MA-30Zr合金の照射試験を行っている[3]。

3-2. MA 含有金属燃料の照射後試験

燃料製造時には均一に分散していたPuやMAを含む微細なRE析出相が、照射によって移動し、凝集することが予想されるため、通常の金属燃料による照射挙動との相違や燃料-被覆管化学的相互作用（FCCI）への影響を確認する必要がある。特に金属燃料の破損要因となるプレナムガス圧とFCCIによる被覆管減肉を評価するため、各種照射後試験によってFPガスの放出率やMAおよびRE相の挙動が調べられている。

4. 今後の課題

上述のように、日・米・欧を中心とするMA含有金属燃料の開発によって、その挙動が明らかになりつつある。しかしながら、実用化には照射温度の高温化や高燃焼度化を含めた照射実績の蓄積が必要である。

[1] H. Ohta et al., Nucl. Technol., Vol.190 (2015)、[2] S. Hayes et al., GLOBAL2009, 9475、
[3] P. Jaecki, et al., GLOBAL2005, 448.

Hirokazu Ohta[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

2017年春の年会

核燃料部会セッション

マイナーアクチノイド（MA）の分離変換のための燃料技術開発
Fuel Technology Development for Partitioning and Transmutation of Minor Actinide (MA)
（3）MA 含有窒化物燃料の開発の現状と課題
(3) Current Status and Issues in MA-Bearing Nitride Fuel Development

高野 公秀[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 核変換用窒化物燃料の概念

加速器駆動システム（ADS）による核変換専用の燃料として、MA を高濃度に含有した不活性母材型窒化物燃料の研究開発を進めている。MA と Pu の窒化物を ZrN 又は TiN の母材で希釈し、(MA,Pu,Zr)N 単相固溶体ペレットもしくは(MA,Pu)N/TiN 系の粒子分散型ペレットとする概念であり、(MA,Pu)N の含有率は、炉心装荷位置により 20～45mol%程度の範囲である。Pu と MA の窒化物は相互に全率固溶するので燃料の組成自由度が高く、熱伝導率も良好なことから、窒化物は MA を高濃度に添加するための燃料として優れた特性を有していると言える。核変換後は、溶融塩中での電解あるいは化学溶解に基づく乾式再処理によって MA と Pu を回収し、再度窒化物燃料に加工される。

2. 技術開発の現状と課題

2-1. 燃料製造技術

階層型サイクルにおいて、MA と Pu を窒化物に転換する方法は 2 種類並立する。1 つ目は、商用サイクルの高レベル放射性廃液から群分離によって回収された MA 硝酸溶液を、ゾルゲル法経由で MA 酸化物と炭素の混合粒子とし、これを窒素気流中で炭素熱還元により窒化物とする方法である。炭素熱還元による MA 酸化物からの窒化物調製は、これまで JAEA で数十～数百 mg の小規模な実験により実証されており、ZrN との固溶体焼結試料作製までは実施済みである。今後はゾルゲル・プロセスの最適化や、高発熱、遠隔操作、^{15}N 同位体濃縮窒素ガスの経済的利用に対応した製造機器・設備等に関して、工学的観点からの技術開発が課題である。一方、2 つ目の窒化方法は、乾式再処理で回収した Cd-MA-Pu 合金を窒素気流中加熱により Cd を蒸留しつつ、Pu と MA の窒化物を得る方法である。これまでに、ごく小規模の試験で Cd-Pu 系、Cd-Am 系の試験を行い、窒化物粉末が得られることを実証した他、希土類で MA を模擬した数十 g 規模の試験により、工学規模の蒸留窒化装置開発に向けた基礎データ取得を実施中である。

2-2. 燃料の物性データ・ふるまい解析

燃料の性能や核変換時のふるまいを理解するために、熱物性や機械特性データを取得してデータベース化することが重要である。MA 窒化物及び(MA,Pu,Zr)N に関して、比熱、熱伝導率、結晶格子熱膨張率に代表される基礎的な熱物性データは概ね取得済みで、組成・温度依存性に関する物理的解釈を進めるとともに、窒化物燃料物性データベースの WEB 版公開に向けて準備中である。一方、照射時の燃料ふるまいに関しては、軽水炉用の FEMAXI-7 をベースにした解析コードの開発・改良を行っている。窒化物燃料解析用のモジュールを開発し、既知の(U,Pu)N 及び MA 含有窒化物の諸物性データを反映しつつ、ギャップコンダクタンスや He 生成・放出等の現象記述モデル組込みを進めている。実用性の高い解析コードにするためには、照射試験による実データの反映が不可欠であるが、MOX 燃料や金属燃料と比較して窒化物燃料の照射実績は不足しているのが現状である。そのため、核変換用窒化物燃料の照射試験を目指して、短尺ピン規模の製造と検査が可能な遠隔操作機器の検討と整備が今後重点的に取り組むべき課題である。

Masahide Takano[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

(Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room I)

[1I_PL04] Discussion

放射性廃棄物の減容化と有害度低減を目指して、使用済燃料に含まれる長半減期のマイナーアクチノイド（MA）を分離し、高速炉システムや加速器駆動システムを用いて核変換するための技術開発が世界の研究機関で進められている。MAの分離と核変換にはいくつかの方法があり、それらに適合した種々の燃料形態がある。我が国では、MAを含有した酸化物燃料、金属燃料、および窒化物燃料の研究開発が進められている。本セッションでは、MA分離変換のための各々の燃料形態の開発状況、今後の課題、海外動向等について、各々の専門家が講演し、来場者と議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Invited Lecture | Invited Lecture

[1L_PL02] Nuclear utilization in Japan

Chair: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

Mon. Mar 27, 2017 11:10 AM - 12:10 PM Room L (16-503 Building No.16)

[1L_PL0201] Nuclear utilization in Japan

*Yoshiaki Oka[1] （1. Chairman of JAEC）

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

招待講演

今後の原子力利用

Nuclear utilization in Japan

岡　芳明[1]

[1]内閣府原子力委員会委員長、東京大学名誉教授

1. 原子力委員会：指令塔ではなく羅針盤

中立性を確保しつつ、原子力に関する諸課題の管理運営の視点で活動する。利用の推進についての網羅的な計画などは廃止。役割分担した連携を生み出したい。

２．日本の原子力をめぐる環境変化：変化に対応したものが生き残る

電力競争環境の現出・設備投資環境の変化（総括原価方式の廃止）、原子力国産化時代の終焉、東電福島原発事故に伴う国民の不信、地球環境問題に対する貢献の必要性

３．今後の原子力エネルギー利用：軽水炉利用が重要

再稼働の後は、運転期間延長、稼働率向上（発電量増大）【米国はＴＭＩ事故後、自主的安全性向上と規制の改善で発電量50%増加、重大事象頻度30分の1に低下を達成】。

４．取り締まり型から予防型の安全確保への移行、過酷事故の防止と影響低減に焦点を当てた安全理解

米国がＴＭＩ事故後行ってきた自主的安全性向上と規制の改善の背後にある考え方、当該対象のリスクを下げるのではなく、多数の選択肢の中からリスクをマネージ（ISO31000）、原子力関係者全員の目標。

５．国民性と安全文化：国民性は個人の価値観や社会構造に組み込まれている。長所は欠点、注意が必要

「国民の集団主義が強い場合は、意思決定に際して、個人の責任を明らかにする。現状維持意識が強い場合は、変革を強化する文化を組織に確立することが必要である。」（OECD/NEA　No.7247）

６．根拠に基づく情報の作成提供：ポピュリズムを避ける第一歩、コミュニケーションの前提

根拠の情報の解説やレビューを作成し、検索性を工夫してインターネット向けに提供する。

７．人材育成：べき論からプロダクト重視の活動へ、仕事を通じた人材育成や研究活動への組み込みも

優秀な人材の獲得、基礎を体得した人材の育成、継続教育、研究プラットフォームへの組込み。

８．廃止措置：放射性廃棄物全体計画と一体的に。研究開発施設の廃止措置も

９．核燃料サイクルと高速炉：核燃料サイクルは一歩、一歩。使用済み燃料長期大量中間貯蔵は必須

プルトニウム利用政策は維持【政府の方針】。サイクル事業は民間事業。六ヶ所再処理工場と JMOX 稼働が重要、高速炉はこれまでの反省を踏まえる。研究開発の「死の谷」を超える方策を最初から。

１０．研究開発機関の役割：プロジェクトより知識の体系化と利用サービス・技術サービスでは？

産業界や大学とは異なる役割・相補的な役割：電力は電力供給サービス、メーカは製品製造と保守サービス、大学は教育・研究。

１１．産業界・研究開発機関・大学の役割を踏まえた連携：欧州委員会の NUGENIA などを参考に

１２．パリ協定と原子力利用：海外の経験や経済面への影響を周知し地球環境問題と国民生活の両立を

原子力発電は現在利用可能な技術で大幅削減と国民経済の両立に貢献できる。

Yoshiaki Oka[1]

[1] Chairman, Japan Atomic Energy Commission, Emeritus professor of the University of Tokyo

注：講演内容は必ずしも政府や原子力委員会の見解を示すものではありません。

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1L_PL03] Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities

Chair: Yasuo Komano (MHI NS ENG)

Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room L (16-503 Building No.16)

[1L_PL0301] Opening Remarks (President of AESJ)

*Mitsuru Uesaka[1] （1. Univ. of Tokyo）

[1L_PL0302] Research Environment and Future Issue on Research Reactors

*Ken Nakajima[1] （1. Kyoto Univ.）

[1L_PL0303] Research Environment and Future Issue on Nuclear Fuel and RI Facilities

*Nobuaki Sato[1] （1. Tohoku Univ.）

[1L_PL0304] Education Environment and Future Issue on Undergraduate and Graduate Schools

*Masayoshi Uno[1] （1. Univ. of Fukui）

[1L_PL0305] Panel Discussions "What are issues to be solved? "

*Chair: Mitsuru Uesaka[1], Panelists: Ken Nakajima[2], Nobuaki Sato[3], Masayoshi Uno[4], Hiroaki Muta[5], Toshiaki Hiyama[6] （1. Univ. of Tokyo, 2. Kyoto Univ., 3. Tohoku Univ., 4. Univ. of Fukui, 5. Osaka Univ., 6. Kyushu Univ.）

[1L_PL0306] Closing Remarks (Vice President of AESJ)

*Shigeaki Okajima[1] （1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[1L_PL0301] Opening Remarks (President of AESJ)

*Mitsuru Uesaka[1] （1. Univ. of Tokyo）

福島第一原子力発電所事故以降、大学における研究炉の停止や廃止があり、一方で、既存の核燃料およびRI施設においても、老朽化している施設の新規制への対応に苦慮し、原子力分野における基礎・基盤研究の実施や、次世代への研究展開への影響が懸念されている。そこで、大学における原子力分野関連研究施設の現状を研究・教育現場から訴え、今後の基礎・基盤研究の在り方を考える場とした。ここでは、①研究炉に関わる研究環境と課題、②核燃・RI施設に関わる研究環境と課題、③学部・大学院に関わる教育研究と課題について現場からの報告を受け、さらに、パネルディスカッションを通じて、大学における研究、教育に対して原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

©Atomic Energy Society of Japan

2017 年春の年会

理事会セッション（教育委員会共催）

今、大学における研究・教育現場から訴える

Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities

研究炉に関わる研究環境と課題

Research Environment and Future Issue on Research Reactors

*中島　健[1]

[1]京都大学

1. はじめに

研究用原子炉は、その名前のとおり「研究」のための原子炉であり、主に核分裂反応で発生する中性子を利用した研究に用いられる大型の実験装置である。この他に、核特性を測定することを目的とした低出力の原子炉である臨界実験装置もあり、本報告ではこれらをまとめて「研究炉」と呼ぶ。研究炉を用いて行われる研究分野は多岐にわたっており、例えば、京都大学研究用原子炉 KUR の利用分野を見ると、物理・化学・生物といった基礎的な研究分野から、工学・農学・医学、さらには考古学などの応用分野までの幅広い研究分野が対象となっている。

2. 日本の研究炉の状況

我が国には、研究の目的や用途に応じて型式の異なる研究炉が 14 基あり、福島第一原子力発電所の事故前には、これらが研究や人材育成に利用されていた（一部、改造工事で停止中も含む）[1)]。しかし、事故後は原子力安全規制の見直しに伴い、すべての研究炉が停止し、2017 年 2 月現在で 8 基（うち、5 基は日本原子力研究開発機構が所有、3 基は大学が所有）の炉が再開のための規制対応中である。このうち、大学炉の 3 基は昨年に設置変更許可を取得しており、間もなく運転再開となる見通しであるが、長期間にわたる研究炉の運転停止は、幅広い分野の研究開発や原子力人材育成に多大な影響を与えている。また、再開後の運転継続にあたっては、高経年化対策や使用済燃料取り扱い等のハード上の課題に加え、安全管理の人員確保といったソフト上の課題に対応していくことが必要となる。

日本原子力学会では、このような研究炉の状況を踏まえ、研究炉の役割について調査・検討を行う「研究炉等の役割検討・提言分科会」を「原子力アゴラ」特別専門委員会内に設置し、これまでに教育・人材育成の観点からの研究炉の実績調査を行い、その結果を踏まえた提言を中間報告書[2)]として取りまとめた。また、文部科学省・原子力科学技術委員会では、「原子力人材育成作業部会[3)]」において、研究炉停止の人材育成への影響を調査するとともに、新たに「原子力研究開発基盤作業部会[4)]」を立ち上げ、研究炉を含む今後の原子力研究施設の必要性やあり方についての検討を開始した。

本報告では、研究炉に関する現状及び上述の本会や文部科学省等の研究炉に関連する活動をレビューし、研究炉の今後について検討することとしたい。

参考資料 1) http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/sakutei/siryo/sakutei20/siryo2-3.pdf

2) http://www.aesj.net/document/com-s_agora20160331.pdf

3) http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/079/index.htm

4) http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/087/index.htm

*Ken Nakajima[1]

[1]Kyoto Univ.

2017 年春の年会

理事会セッション（教育委員会共催）

今、大学における研究・教育現場から訴える
Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities
核燃・RI 施設に関わる研究環境と課題
Research Environment and Future Issue on Nuclear Fuel and RI Facilities

*佐藤 修彰[1]
[1]東北大学

1. 概要

本セッションでは、原子力研究基盤の確立や福島第一原子力発電所の廃炉への対応等において、若手研究者・技術者の養成を含めた次世代にまたがる対応が不可欠な、原子力分野における教育・研究環境の現状について、①研究炉に関わる研究環境と課題、②核燃および RI 施設に関わる研究環境と課題、③学部・大学院に関わる教育環境と課題に焦点をあて、今後の在り方、対応について意見交換を行う。

ここでは、特に②の核燃および RI 施設に関わる研究環境と課題と題して、国内大学の核燃および RI 施設を含めた研究環境の現状と展望・課題に関して報告する。福島第一原子力発電所事故以降、大学等においては研究炉の停止や廃止があり、また、核燃料および RI を使用できる研究施設の廃止が相次ぎ、原子力分野における基礎・基盤研究の実施や、次世代への研究展開への影響が懸念されている。現在の核燃施設については、原子炉等規制法による施設管理や、保障措置に対応した核燃料物質の計量管理があり、また、RI を使用する施設では、放射線障害防止法による安全管理が行われている。一方で、法人化以降は労働安全衛生法に基づく安全管理への対応も求められてきた。既存の施設では、老朽化している施設の維持管理や、福島原子力発電所事故以降に発足した新規制への対応に苦慮している。一方で IAEA による IRRS を反映した規制が導入されつつあり、放射線安全管理の品質保証などより高度な対応を迫られ、一事業所の対応ではなく、大学あるいは全国規模での対応が必要である。そこで、大学における原子力分野関連研究施設の現状を理解し、今後の基礎・基盤研究の在り方を考えることは重要であり、今、大学における研究・教育現場から訴える次第である。現在、学会内では、特別研究委員会「原子力アゴラ」内に「核燃等研究施設提言検討分科会」を設置し、国内大学の核燃および RI 施設を含めた研究環境について担当教員より現状について調査し、まとめている。一方、大学の核燃および RI 施設の実際の管理状況、すなわち、施設の使用状況や経年劣化対策、核燃料物質計量管理など、施設の維持管理に必要不可欠なハード面での業務と、教育訓練、被曝管理、規制庁への変更申請や、在庫および変動報告、立入検査への対応などソフト面での業務に関して、教員あるいは職員がどのように対応しているかを、実例を挙げて紹介する。これらを踏まえて、個々の大学での施設維持管理の在り方、国内規模での施設の維持管理の在り方、さらには共同研究体制の在り方を検討し、原子力分野における教育・研究環境と展望について学会として、なすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Nobuaki Sato[1]
[1]Tohoku Univ.

2017 年春の年会

理事会セッション（教育委員会共催）

今、大学における研究・教育現場から訴える
Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities

学部・大学院に関わる教育環境と課題
Education Environment and future issue on Undergraduate and Graduate Schools

*宇埜 正美[1]
[1]福井大学

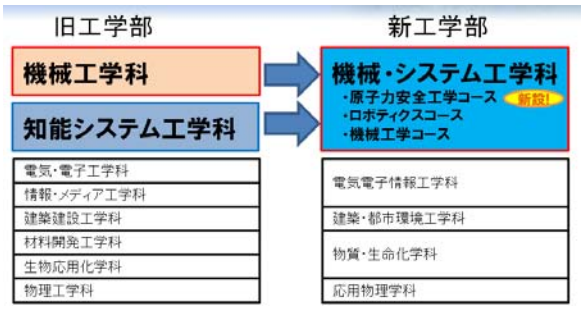
1. 概要

それまでは旧七帝大や東工大、いくつかの私立大学で行われていた原子力関連の単独の学科または専攻による原子力教育は、平成に入って始まった国立大学の大学院重点化の時期に、学生のニーズに対応する組織再編により、次々と失われていった。

そのような中、福井大学は、平成 16 年度に立地地域における大学として、「安全と共生」をキーワードに原子力関連の独立専攻（原子力・エネルギー安全工学専攻）を設置し、平成 21 年度には、「高速炉を含む核燃料サイクルの確率を目指して」附属国際原子力工学研究所を開所している。（開所当時は、福井市内の文京キャンパス）この頃は、福井工大（平成 17 年度）でも新たな原子力関連の専攻が設置されている。

まだリーマンショックの余波で大卒、修士卒の就職状況が決して良くなかった平成 20 年頃にかけては、原子力関連の求人状況は比較的良かったため、原子力を学ぶ学生は容易に確保できたようである。この頃は、東大の専門職大学院は別として、一度失われた「原子力工学科」や「原子力工学専攻」が復活することはなかったが、筑波大、大阪府大、八戸工大など「原子力教員協議会」のメンバーが大幅に増えた時期でもある。

しかし、平成 23 年 3 月の福島第一原子力発電所事故を受けて、原子力をとりまく状況は一変する。その影響は各大学で様々であり、その詳細を把握していないが、福井大学では事故の翌年、附属国際原子力工学研究所を敦賀キャンパスに移転させ、同時に防災部門を設置するなどの改組を行った。さらに事故から 5 年後の平成 28 年度からは原子力の学部教育を開始した。具体的には、下図に示す様に、福井大学の工学部をそれまでの 8 つの小学科から 5 つの大学科に改組すると同時に、機械システム工学科に原子力安全工学コースを設置した。福島事故以降、福井大学の他には、長岡技術科学大学、大阪府大、福井工大でも新たな原子力関連の学科・専攻の設置や改組が行われた。当日は、本コースを中心とした福井大学における原子力の学部、大学院教育について解説するとともに、現時点での課題も紹介する。



*Masayoshi Uno[1]
[1]Univ. of Fukui,

2017 年春の年会

理事会セッション（教育委員会共催）

今、大学における研究・教育現場から訴える
Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities
パネルディスカッション（今後取り込むべき課題は何か）
Panel Discussions "What are issues to be solved? "

*上坂 充[1], *中島 健[2], *佐藤 修彰[3], *宇埜 正美[4], *牟田 浩明[5], *檜山 敏明[6]

[1]東京大学，[2]京都大学，[3]東北大学，[4]福井大学，[5]大阪大学，[6]九州大学

1. 概要

福島第一原子力発電所事故以降、この３月で６年が経過する。この間、原子力をめぐる状況が大きく変わりつつある。事故直後の対応から廃炉措置を目指した長期的な対応とともに、新規制の下での原子炉の再稼働がある。このような状況に即していくためには、原子力分野における教育および研究環境の整備と次世代への人材育成が喫緊の課題となっている。

しかしながら、大学等における研究炉の停止や廃止があり、また、RI および核燃料を使用できる研究施設の廃止が相次ぎ、原子力分野における基礎・基盤研究の実施や、次世代への研究展開への影響が懸念されている。一方で、IAEA による IRRS を反映した規制が導入されつつあり、既存の研究施設においても、老朽化している施設の新規制への対応に苦慮している。そこで、大学における原子力分野関連研究施設の現状を理解し、今後の基礎・基盤研究の在り方を考えることは重要であり、今、大学における研究・教育現場から訴える次第である。

本セッションでは、原子力研究基盤の確立や福島第一原発の廃炉への対応等を考えると若手研究者・技術者の養成を含めた次世代にまたがる対応が不可欠な、原子力分野における教育・研究環境の現状について関連機関より報告をもとに、今後の在り方、対応について意見交換を行う。具体的には

① 研究炉に関わる研究環境と課題と題して、京大原子炉をはじめ、研究炉の現状と展開について、アゴラの提言検討委員会より、これまでの経緯と展望・課題について京大　中島先生からの報告、

② 次に、大学研究施設に関わる研究環境と課題と題して、国内大学の核燃および RI 施設を含めた研究環境の現状と展望・課題について東北大佐藤先生からの報告、

③ 学部・大学院に関わる教育環境と課題と題して、国内大学の原子力系学科における学部・大学院の構成や教育体制の現状および課題について福井大　宇埜先生からの報告がある。

これらの報告を受けて、同じく核燃および RI 施設を管理している阪大　牟田先生と九大　檜山先生にパネリストに入っていただき、パネル討論を行う。上坂会長が司会を務め、阪大および九大の現状について簡単に現状を報告していただく。続いて、施設の現状、管理体制への対応、規制への対応などの課題を整理しながら、意見交換を行う。これらを踏まえて、原子力分野における教育・研究環境と展望について、学会として、なすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Mitsuru Uesaka[1], *Ken Nakajima[2], *Nobuaki Sato[3], *Masayoshi Uno[4], *Hiroaki Muta[5] and *Toshiaki Hiyama[6]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Kyoto Univ., [3]Tohoku Univ., [4]Univ. of Fukui, [5]Osaka Univ., [6]Kyushu Univ.,

(Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[1L_PL0306] Closing Remarks (Vice President of AESJ)

*Shigeaki Okajima[1] （1. JAEA）

福島第一原子力発電所事故以降、大学における研究炉の停止や廃止があり、一方で、既存の核燃料およびRI施設においても、老朽化している施設の新規制への対応に苦慮し、原子力分野における基礎・基盤研究の実施や、次世代への研究展開への影響が懸念されている。そこで、大学における原子力分野関連研究施設の現状を研究・教育現場から訴え、今後の基礎・基盤研究の在り方を考える場とした。ここでは、①研究炉に関わる研究環境と課題、②核燃・RI施設に関わる研究環境と課題、③学部・大学院に関わる教育研究と課題について現場からの報告を受け、さらに、パネルディスカッションを通じて、大学における研究、教育に対して原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 1

[1M_PL] Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room M (16-504 Building No.16)

[1M_PL01] Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

*Akio Yamamoto[1] （1. Nagoya Univ. ）

[1M_PL02] Safety Principles and Safety Functions in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

*Yasuhisa Ikeda[1] （1. Tokyo Tech）

[1M_PL03] Objective Trees in the Assessment of Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

*Fumitoshi Manabe[1] （1. MHI）

[1M_PL04] Open Discussion

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

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

標準委員会セッション 1（原子力安全検討会・分科会）

再処理施設における原子力安全の基本的な考え方

Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（1）再処理施設における原子力安全の基本的考え方

(1) Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（2）再処理施設の安全原則、安全機能

(2) Safety Principles and Safety Functions in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（3）再処理施設のオブジェクティブツリー

(3) Objective Trees in the Assessment of Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（4）総合討論

(4) Open Discussion

*山本　章夫[1]，池田　泰久[2]，眞部　文聡[3]，山口　彰[4]

[1]名古屋大学，[2]東京工業大学，[3]三菱重工業，[4]東京大学

1. はじめに

原子力安全検討会・原子力安全分科会においては，現在までに原子力発電所の原子力安全の基本的考え方を原子力基本安全原則として取りまとめるとともに，深層防護の考え方と実装方法，基本安全原則からプラントに要求される安全対策への展開方法について検討を行ってきた。本検討は，再処理施設に対し，同様な考えに基づく議論を行ったものである。すなわち，深層防護の概念に基づく安全対策を包括的・体系的に構築するために再処理施設の原子力安全の基本的考え方を整理した上で，さらに当該施設で安全対策が適切に実施されていることを確認するツールであるオブジェクティブ・ツリーの作成方法をとりまとめた。

2. 再処理施設の安全上の特徴

再処理施設は，基本的には核燃料物質の化学処理プロセスであり，使用済燃料集合体を機械的操作（せん断等），物理的（分離）操作（溶媒抽出，蒸発濃縮等），化学的操作（酸化・還元等）により処理し，ウラン粉末，ウラン・プルトニウム混合酸化物粉末を製品として回収する機能を有する。このような機能から、その処理過程における各工程では放射性物質を非密封で取り扱うという特徴がある。

原子炉施設とは異なった安全上の特徴として，非密封の状態で施設内に多種多様の放射性核種が広範に分散して存在，すなわち，工程に沿って様々な形態・性質・量の放射性物質が数多くの機器に分散している点があり，このハザードに相応して多種多様なハザード・ポテンシャルが存在するという点が挙げられる。このような特徴を十分理解して安全確保の考え方を構築し，実効性のある安全対策に繋げていくことが重要である。

*Akio Yamamoto [1] , Yasuhisa Ikeda [2] , Fumitoshi Manabe [3], Akira Yamaguchi [4]

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

3. 再処理施設における原子力安全の基本的考え方

IAEA の基本安全原則 SF-1 や日本原子力学会技術レポートで，原子力安全の目的（Safety Objectives）は「人と環境を，原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することである」とし，その目的を達成する上で基本となるのが深層防護であるとしている。原子力安全を扱う本書では，放射線の関係しない純粋な意味での化学プロセスや産業（工業）プロセスによるハザードは対象としていない。

【深層防護】

再処理施設においても，深層防護の概念は，軽水炉と共通である。一方，深層防護の概念を再処理施設へ実装するにあたって必要となる障壁の数は，取り扱う放射性核種の量及び同位体組成，化学的なハザードの特徴と個々の障壁の有効性，可能性のある内部ハザード及び外部ハザード，障壁の機能停止時の潜在的な影響に依存する。深層防護の概念の再処理施設への実装に当たっては，軽水炉の場合と同様に，グレーデッドアプローチを考慮して遂行されなければならない。また，深層防護の各レベルは，1 つのレベルの失敗が他のレベルの有効性を低下させることを回避するために独立していなければならない。

【グレーデッドアプローチ】

安全確保におけるグレーデッドアプローチとは，安全対策の厳格さは，その対策の失敗に伴う潜在的なリスクに見合ったものとするべきであるという考え方であり，安全対策に関わる全ての活動分野，すなわち，設計，建設，運転，品質保証，深層防護，安全解析，レビューなどの分野に適用される基本的考え方である。グレーデッドアプローチの適用は，安全解析または工学的判断によって適用の妥当性が証明されなければならない。また，新知見が得られた場合には，知見の信頼度を確認しつつ，安全対策の全体としての最適化を図っていくことが重要である。

【防護レベルと安全原則】

安全原則（Safety Principles : SPs）は，全般的な目的（人と環境への放射線ハザード防護），放射線防護，技術的安全の 3 つの安全目的（Safety Objectives）の達成方法を示した一般的に共有される安全概念であり，オブジェクティブ・ツリーにおいては各防護レベルで達成すべき目標となる。

安全原則から安全対策への展開において最初に必要となるのは，基本原則と立地から廃止措置（廃炉）の各段階における防護レベル（Level of Defence）とプラント特有の個別の原則（個別原則：以下“安全原則”と称する）を明確にすることである。これまでに，再処理施設に要求される安全原則は明確なものはないため，これを IAEA の報告書 INSAG-12 を参考に，プラントのライフサイクルの特定の段階の安全技術に関する技術的な個別原則（Specific Safety Principles）に再処理施設特有事項を加味して再処理施設の安全原則（R-SPs）として整理し，これらの安全原則毎に防護レベルを明確化した。

INSAG-12 の技術的な個別原則は，原子炉施設を対象としているものの概ね再処理施設にそのまま適用できるが，この個別原則の内，原子炉施設に特有なもの，基本のシステム構成の違いにより，再処理施設には原子炉施設と同様の設備がないため直接適用ができないものについては再処理施設に合わせて新たな原則の検討及び内容の見直しを行った。また，以下の原則については，再処理施設特有なものとして新たに原則を設定した。この中で，可燃性・爆発性物質や有毒化学物質に対する防護は，原子力安全に影響を与えうる非放射線ハザードへの防護である。

・臨界事故に対する防護と臨界安全
・臨界制御手段

・可燃性・爆発性物質に対する防護
・有毒化学物質に対する防護

【安全機能】

安全機能の分類については，原子炉施設での考え方と共通であり，基本的な安全機能（FSFs）と安全機能（SFs）を設定することを方針として，再処理施設の安全機能の検討においては，INSAG-12 を参考にした“再処理施設の安全原則（R-SPs)”を考慮し，再処理施設としての基本的な安全機能（R-FSFs）を以下の通り設定した。

- R-FSF(1)　臨界の防止
- R-FSF(2)　放射性物質の閉じ込め
- R-FSF(3)　放射線による外部被ばくに対する防護

再処理施設の基本的な安全機能（R-FSFs）から具体的な安全機能（R-SFs）への展開の検討においては，IAEA の再処理施設の安全指針(DS360)及び原子炉施設の安全機能を参考に検討して以下の通り設定した。

- R-SF(1)　：臨界安全管理条件を逸脱する過渡事象の防止
- R-SF(2)　：包括的臨界安全管理体系の維持
- R-SF(3)　：臨界の検知と終息措置（未臨界への移行）
- R-SF(4)　：使用済燃料の未臨界性の維持
- R-SF(5)　：静的閉じ込め（障壁）の健全性の維持
- R-SF(6)　：動的閉じ込め（負圧勾配）の健全性の維持
- R-SF(7)　：高レベル廃液等崩壊熱の除去
- R-SF(8)　：最終ヒートシンクへの熱移送
- R-SF(9)　：搬送放射性物質からの崩壊熱の除去
- R-SF(10)　：放射線分解ガス及び爆発性・可燃性物質の燃焼・爆発防止
- R-SF(11)　：運転時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(12)　：事故時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(13)　：放射能放出の公衆及び環境への影響の制限
- R-SF(14)　：搬送放射性物質からの放射能放出制御の維持
- R-SF(15)　：放射線下作業環境での作業者の被ばくの制限
- R-SF(16)　：安全系に対する支援として必要なサービスの維持
- R-SF(17)　：運転時・事故時の対応操作に必要な居住性等の制御の維持
- R-SF(18)　：安全機能支障要因となる構築物，系統，機器の損傷・故障防止

化学的ハザードのうち，それが原子力安全（放射線による有害な影響）に波及するものを対象とし，化学物質自体による運転員，あるいは一般公衆への悪影響（毒性）は含めないものとする。

4. 再処理施設のオブジェクティブ・ツリー

再処理施設における安全原則から安全対策への展開には，原子炉施設におけるオブジェクティブ・ツリーの考え方を共通的に利用することができると考えられる。

再処理施設のオブジェクティブ・ツリーを作成するに当たって理解しておくべきオブジェクティブ・ツリーの構成要素，次に，再処理施設のオブジェクティブ・ツリーの具体的な作成方法を検討した。また，作成したオブジェクティブ・ツリーを活用するための方法論（使用方法）について取りまとめた。

オブジェクティブ・ツリーに示された対応策は，メカニズムの発生を防止するため手段をまとめたものであり，個々の対応策の優先順位，対応策の適用方法，対応策の効果を定量的に示しているものではない。すなわち，特定の施設において，すべての対応策が適切なものとなるとは限らず，選択肢を与えるものである。このため，対応策の妥当性は，その適用の要否，及びグレーデッドアプローチも勘案して，使用者が検証しなければならない。

5. おわりに

本検討は，再処理施設における原子力安全の基本的考え方，安全原則，安全機能及びオブジェクティブ・ツリーの作成方法をまとめた。本検討をまとめた報告書は，以下のように構成されている。

2 章では，再処理施設の安全上の特徴の概要を示した。

3 章では，再処理施設における原子力安全の基本的考え方として，深層防護の考え方及びグレーデッドアプローチの考え方を説明した。また，基本安全機能として①臨界の防止，②放射性物質の閉じ込め，③放射線による外部被ばくに対する防護，の 3 つを抽出し，安全機能への展開を行った。さらに，再処理施設の安全原則を策定し，安全機能の面から見た安全原則の完備性について確認を行った。

4 章では，オブジェクティブ・ツリーを作成するにあたって理解しておくべきオブジェクティブツリーの構成要素，活用するための方法論(使用方法)について取りまとめた。

本検討が再処理施設の原子力安全の基本的な考え方の確立，及び原子力安全の目的を達成するための安全対策を検討する際に有益なオブジェクティブ・ツリーの作成を通じて，再処理施設の安全性向上に貢献できることを期待するものである[(1)]。

参考文献

(1)日本原子力学会ホームページ　公衆審査・発行に関するお知らせ　http://www.aesj.net/activity/standard

2017年春の年会

標準委員会セッション 1（原子力安全検討会・分科会）

再処理施設における原子力安全の基本的な考え方

Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（1）再処理施設における原子力安全の基本的考え方

(1) Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（2）再処理施設の安全原則、安全機能

(2) Safety Principles and Safety Functions in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（3）再処理施設のオブジェクティブツリー

(3) Objective Trees in the Assessment of Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（4）総合討論

(4) Open Discussion

*山本　章夫[1]，池田　泰久[2]，眞部　文聡[3]，山口　彰[4]

[1]名古屋大学，[2]東京工業大学，[3]三菱重工業，[4]東京大学

1. はじめに

原子力安全検討会・原子力安全分科会においては，現在までに原子力発電所の原子力安全の基本的考え方を原子力基本安全原則として取りまとめるとともに，深層防護の考え方と実装方法，基本安全原則からプラントに要求される安全対策への展開方法について検討を行ってきた。本検討は，再処理施設に対し，同様な考えに基づく議論を行ったものである。すなわち，深層防護の概念に基づく安全対策を包括的・体系的に構築するために再処理施設の原子力安全の基本的考え方を整理した上で，さらに当該施設で安全対策が適切に実施されていることを確認するツールであるオブジェクティブ・ツリーの作成方法をとりまとめた。

2. 再処理施設の安全上の特徴

再処理施設は，基本的には核燃料物質の化学処理プロセスであり，使用済燃料集合体を機械的操作（せん断等），物理的（分離）操作（溶媒抽出，蒸発濃縮等），化学的操作（酸化・還元等）により処理し，ウラン粉末，ウラン・プルトニウム混合酸化物粉末を製品として回収する機能を有する。このような機能から、その処理過程における各工程では放射性物質を非密封で取り扱うという特徴がある。

原子炉施設とは異なった安全上の特徴として，非密封の状態で施設内に多種多様の放射性核種が広範に分散して存在，すなわち，工程に沿って様々な形態・性質・量の放射性物質が数多くの機器に分散している点があり，このハザードに相応して多種多様なハザード・ポテンシャルが存在するという点が挙げられる。このような特徴を十分理解して安全確保の考え方を構築し，実効性のある安全対策に繋げていくことが重要である。

---

*Akio Yamamoto [1] , Yasuhisa Ikeda [2] , Fumitoshi Manabe [3], Akira Yamaguchi [4]

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

3. 再処理施設における原子力安全の基本的考え方

IAEA の基本安全原則 SF-1 や日本原子力学会技術レポートで，原子力安全の目的（Safety Objectives）は「人と環境を，原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することである」とし，その目的を達成する上で基本となるのが深層防護であるとしている。原子力安全を扱う本書では，放射線の関係しない純粋な意味での化学プロセスや産業（工業）プロセスによるハザードは対象としていない。

【深層防護】

再処理施設においても，深層防護の概念は，軽水炉と共通である。一方，深層防護の概念を再処理施設へ実装するにあたって必要となる障壁の数は，取り扱う放射性核種の量及び同位体組成，化学的なハザードの特徴と個々の障壁の有効性，可能性のある内部ハザード及び外部ハザード，障壁の機能停止時の潜在的な影響に依存する。深層防護の概念の再処理施設への実装に当たっては，軽水炉の場合と同様に，グレーデッドアプローチを考慮して遂行されなければならない。また，深層防護の各レベルは，1 つのレベルの失敗が他のレベルの有効性を低下させることを回避するために独立していなければならない。

【グレーデッドアプローチ】

安全確保におけるグレーデッドアプローチとは，安全対策の厳格さは，その対策の失敗に伴う潜在的なリスクに見合ったものとするべきであるという考え方であり，安全対策に関わる全ての活動分野，すなわち，設計，建設，運転，品質保証，深層防護，安全解析，レビューなどの分野に適用される基本的考え方である。グレーデッドアプローチの適用は，安全解析または工学的判断によって適用の妥当性が証明されなければならない。また，新知見が得られた場合には，知見の信頼度を確認しつつ，安全対策の全体としての最適化を図っていくことが重要である。

【防護レベルと安全原則】

安全原則（Safety Principles：SPs）は，全般的な目的（人と環境への放射線ハザード防護），放射線防護，技術的安全の 3 つの安全目的（Safety Objectives）の達成方法を示した一般的に共有される安全概念であり，オブジェクティブ・ツリーにおいては各防護レベルで達成すべき目標となる。

安全原則から安全対策への展開において最初に必要となるのは，基本原則と立地から廃止措置（廃炉）の各段階における防護レベル（Level of Defence）とプラント特有の個別の原則（個別原則：以下“安全原則”と称する）を明確にすることである。これまでに，再処理施設に要求される安全原則は明確なものはないため，これを IAEA の報告書 INSAG-12 を参考に，プラントのライフサイクルの特定の段階の安全技術に関する技術的な個別原則（Specific Safety Principles）に再処理施設特有事項を加味して再処理施設の安全原則（R-SPs）として整理し，これらの安全原則毎に防護レベルを明確化した。

INSAG-12 の技術的な個別原則は，原子炉施設を対象としているものの概ね再処理施設にそのまま適用できるが，この個別原則の内，原子炉施設に特有なもの，基本のシステム構成の違いにより，再処理施設には原子炉施設と同様の設備がないため直接適用ができないものについては再処理施設に合わせて新たな原則の検討及び内容の見直しを行った。また，以下の原則については，再処理施設特有なものとして新たに原則を設定した。この中で，可燃性・爆発性物質や有毒化学物質に対する防護は，原子力安全に影響を与えうる非放射線ハザードへの防護である。

・臨界事故に対する防護と臨界安全
・臨界制御手段

・可燃性・爆発性物質に対する防護
・有毒化学物質に対する防護

【安全機能】

安全機能の分類については，原子炉施設での考え方と共通であり，基本的な安全機能（FSFs）と安全機能（SFs）を設定することを方針として，再処理施設の安全機能の検討においては，INSAG-12 を参考にした“再処理施設の安全原則（R-SPs)”を考慮し，再処理施設としての基本的な安全機能（R-FSFs）を以下の通り設定した。

- R-FSF(1)　臨界の防止
- R-FSF(2)　放射性物質の閉じ込め
- R-FSF(3)　放射線による外部被ばくに対する防護

再処理施設の基本的な安全機能（R-FSFs）から具体的な安全機能（R-SFs）への展開の検討においては，IAEA の再処理施設の安全指針(DS360)及び原子炉施設の安全機能を参考に検討して以下の通り設定した。

- R-SF(1)　：臨界安全管理条件を逸脱する過渡事象の防止
- R-SF(2)　：包括的臨界安全管理体系の維持
- R-SF(3)　：臨界の検知と終息措置（未臨界への移行）
- R-SF(4)　：使用済燃料の未臨界性の維持
- R-SF(5)　：静的閉じ込め（障壁）の健全性の維持
- R-SF(6)　：動的閉じ込め（負圧勾配）の健全性の維持
- R-SF(7)　：高レベル廃液等崩壊熱の除去
- R-SF(8)　：最終ヒートシンクへの熱移送
- R-SF(9)　：搬送放射性物質からの崩壊熱の除去
- R-SF(10)　：放射線分解ガス及び爆発性・可燃性物質の燃焼・爆発防止
- R-SF(11)　：運転時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(12)　：事故時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(13)　：放射能放出の公衆及び環境への影響の制限
- R-SF(14)　：搬送放射性物質からの放射能放出制御の維持
- R-SF(15)　：放射線下作業環境での作業者の被ばくの制限
- R-SF(16)　：安全系に対する支援として必要なサービスの維持
- R-SF(17)　：運転時・事故時の対応操作に必要な居住性等の制御の維持
- R-SF(18)　：安全機能支障要因となる構築物，系統，機器の損傷・故障防止

化学的ハザードのうち，それが原子力安全（放射線による有害な影響）に波及するものを対象とし，化学物質自体による運転員，あるいは一般公衆への悪影響（毒性）は含めないものとする。

4. 再処理施設のオブジェクティブ・ツリー

再処理施設における安全原則から安全対策への展開には，原子炉施設におけるオブジェクティブ・ツリーの考え方を共通的に利用することができると考えられる。

再処理施設のオブジェクティブ・ツリーを作成するに当たって理解しておくべきオブジェクティブ・ツリーの構成要素，次に，再処理施設のオブジェクティブ・ツリーの具体的な作成方法を検討した。また，作成したオブジェクティブ・ツリーを活用するための方法論（使用方法）について取りまとめた。

オブジェクティブ・ツリーに示された対応策は，メカニズムの発生を防止するため手段をまとめたものであり，個々の対応策の優先順位，対応策の適用方法，対応策の効果を定量的に示しているものではない。すなわち，特定の施設において，すべての対応策が適切なものとなるとは限らず，選択肢を与えるものである。このため，対応策の妥当性は，その適用の要否，及びグレーデッドアプローチも勘案して，使用者が検証しなければならない。

5. おわりに

本検討は，再処理施設における原子力安全の基本的考え方，安全原則，安全機能及びオブジェクティブ・ツリーの作成方法をまとめた。本検討をまとめた報告書は，以下のように構成されている。

2 章では，再処理施設の安全上の特徴の概要を示した。

3 章では，再処理施設における原子力安全の基本的考え方として，深層防護の考え方及びグレーデッドアプローチの考え方を説明した。また，基本安全機能として①臨界の防止，②放射性物質の閉じ込め，③放射線による外部被ばくに対する防護，の 3 つを抽出し，安全機能への展開を行った。さらに，再処理施設の安全原則を策定し，安全機能の面から見た安全原則の完備性について確認を行った。

4 章では，オブジェクティブ・ツリーを作成するにあたって理解しておくべきオブジェクティブツリーの構成要素，活用するための方法論(使用方法)について取りまとめた。

本検討が再処理施設の原子力安全の基本的な考え方の確立，及び原子力安全の目的を達成するための安全対策を検討する際に有益なオブジェクティブ・ツリーの作成を通じて，再処理施設の安全性向上に貢献できることを期待するものである[(1)]。

参考文献

(1)日本原子力学会ホームページ　公衆審査・発行に関するお知らせ　http://www.aesj.net/activity/standard

2017年春の年会

標準委員会セッション 1（原子力安全検討会・分科会）

再処理施設における原子力安全の基本的な考え方

Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（1）再処理施設における原子力安全の基本的考え方

(1) Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（2）再処理施設の安全原則、安全機能

(2) Safety Principles and Safety Functions in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（3）再処理施設のオブジェクティブツリー

(3) Objective Trees in the Assessment of Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（4）総合討論

(4) Open Discussion

*山本　章夫[1]，池田　泰久[2]，眞部　文聡[3]，山口　彰[4]

[1]名古屋大学，[2]東京工業大学，[3]三菱重工業，[4]東京大学

1. はじめに

原子力安全検討会・原子力安全分科会においては，現在までに原子力発電所の原子力安全の基本的考え方を原子力基本安全原則として取りまとめるとともに，深層防護の考え方と実装方法，基本安全原則からプラントに要求される安全対策への展開方法について検討を行ってきた。本検討は，再処理施設に対し，同様な考えに基づく議論を行ったものである。すなわち，深層防護の概念に基づく安全対策を包括的・体系的に構築するために再処理施設の原子力安全の基本的考え方を整理した上で，さらに当該施設で安全対策が適切に実施されていることを確認するツールであるオブジェクティブ・ツリーの作成方法をとりまとめた。

2. 再処理施設の安全上の特徴

再処理施設は，基本的には核燃料物質の化学処理プロセスであり，使用済燃料集合体を機械的操作（せん断等），物理的（分離）操作（溶媒抽出，蒸発濃縮等），化学的操作（酸化・還元等）により処理し，ウラン粉末，ウラン・プルトニウム混合酸化物粉末を製品として回収する機能を有する。このような機能から、その処理過程における各工程では放射性物質を非密封で取り扱うという特徴がある。

原子炉施設とは異なった安全上の特徴として，非密封の状態で施設内に多種多様の放射性核種が広範に分散して存在，すなわち，工程に沿って様々な形態・性質・量の放射性物質が数多くの機器に分散している点があり，このハザードに相応して多種多様なハザード・ポテンシャルが存在するという点が挙げられる。このような特徴を十分理解して安全確保の考え方を構築し，実効性のある安全対策に繋げていくことが重要である。

*Akio Yamamoto [1] , Yasuhisa Ikeda [2] , Fumitoshi Manabe [3], Akira Yamaguchi [4]

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

3. 再処理施設における原子力安全の基本的考え方

IAEA の基本安全原則 SF-1 や日本原子力学会技術レポートで，原子力安全の目的（Safety Objectives）は「人と環境を，原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することである」とし，その目的を達成する上で基本となるのが深層防護であるとしている。原子力安全を扱う本書では，放射線の関係しない純粋な意味での化学プロセスや産業（工業）プロセスによるハザードは対象としていない。

【深層防護】

再処理施設においても，深層防護の概念は，軽水炉と共通である。一方，深層防護の概念を再処理施設へ実装するにあたって必要となる障壁の数は，取り扱う放射性核種の量及び同位体組成，化学的なハザードの特徴と個々の障壁の有効性，可能性のある内部ハザード及び外部ハザード，障壁の機能停止時の潜在的な影響に依存する。深層防護の概念の再処理施設への実装に当たっては，軽水炉の場合と同様に，グレーデッドアプローチを考慮して遂行されなければならない。また，深層防護の各レベルは，1 つのレベルの失敗が他のレベルの有効性を低下させることを回避するために独立していなければならない。

【グレーデッドアプローチ】

安全確保におけるグレーデッドアプローチとは，安全対策の厳格さは，その対策の失敗に伴う潜在的なリスクに見合ったものとするべきであるという考え方であり，安全対策に関わる全ての活動分野，すなわち，設計，建設，運転，品質保証，深層防護，安全解析，レビューなどの分野に適用される基本的考え方である。グレーデッドアプローチの適用は，安全解析または工学的判断によって適用の妥当性が証明されなければならない。また，新知見が得られた場合には，知見の信頼度を確認しつつ，安全対策の全体としての最適化を図っていくことが重要である。

【防護レベルと安全原則】

安全原則（Safety Principles：SPs）は，全般的な目的（人と環境への放射線ハザード防護），放射線防護，技術的安全の 3 つの安全目的（Safety Objectives）の達成方法を示した一般的に共有される安全概念であり，オブジェクティブ・ツリーにおいては各防護レベルで達成すべき目標となる。

安全原則から安全対策への展開において最初に必要となるのは，基本原則と立地から廃止措置（廃炉）の各段階における防護レベル（Level of Defence）とプラント特有の個別の原則（個別原則：以下“安全原則”と称する）を明確にすることである。これまでに，再処理施設に要求される安全原則は明確なものはないため，これを IAEA の報告書 INSAG-12 を参考に，プラントのライフサイクルの特定の段階の安全技術に関する技術的な個別原則（Specific Safety Principles）に再処理施設特有事項を加味して再処理施設の安全原則（R-SPs）として整理し，これらの安全原則毎に防護レベルを明確化した。

INSAG-12 の技術的な個別原則は，原子炉施設を対象としているものの概ね再処理施設にそのまま適用できるが，この個別原則の内，原子炉施設に特有なもの，基本のシステム構成の違いにより，再処理施設には原子炉施設と同様の設備がないため直接適用ができないものについては再処理施設に合わせて新たな原則の検討及び内容の見直しを行った。また，以下の原則については，再処理施設特有なものとして新たに原則を設定した。この中で，可燃性・爆発性物質や有毒化学物質に対する防護は，原子力安全に影響を与えうる非放射線ハザードへの防護である。

・臨界事故に対する防護と臨界安全
・臨界制御手段

・可燃性・爆発性物質に対する防護
・有毒化学物質に対する防護

【安全機能】

安全機能の分類については，原子炉施設での考え方と共通であり，基本的な安全機能（FSFs）と安全機能（SFs）を設定することを方針として，再処理施設の安全機能の検討においては，INSAG-12 を参考にした“再処理施設の安全原則（R-SPs)”を考慮し，再処理施設としての基本的な安全機能（R-FSFs）を以下の通り設定した。

- R-FSF(1)　臨界の防止
- R-FSF(2)　放射性物質の閉じ込め
- R-FSF(3)　放射線による外部被ばくに対する防護

再処理施設の基本的な安全機能（R-FSFs）から具体的な安全機能（R-SFs）への展開の検討においては，IAEA の再処理施設の安全指針(DS360)及び原子炉施設の安全機能を参考に検討して以下の通り設定した。

- R-SF(1)　：臨界安全管理条件を逸脱する過渡事象の防止
- R-SF(2)　：包括的臨界安全管理体系の維持
- R-SF(3)　：臨界の検知と終息措置（未臨界への移行）
- R-SF(4)　：使用済燃料の未臨界性の維持
- R-SF(5)　：静的閉じ込め（障壁）の健全性の維持
- R-SF(6)　：動的閉じ込め（負圧勾配）の健全性の維持
- R-SF(7)　：高レベル廃液等崩壊熱の除去
- R-SF(8)　：最終ヒートシンクへの熱移送
- R-SF(9)　：搬送放射性物質からの崩壊熱の除去
- R-SF(10)　：放射線分解ガス及び爆発性・可燃性物質の燃焼・爆発防止
- R-SF(11)　：運転時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(12)　：事故時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(13)　：放射能放出の公衆及び環境への影響の制限
- R-SF(14)　：搬送放射性物質からの放射能放出制御の維持
- R-SF(15)　：放射線下作業環境での作業者の被ばくの制限
- R-SF(16)　：安全系に対する支援として必要なサービスの維持
- R-SF(17)　：運転時・事故時の対応操作に必要な居住性等の制御の維持
- R-SF(18)　：安全機能支障要因となる構築物，系統，機器の損傷・故障防止

化学的ハザードのうち，それが原子力安全（放射線による有害な影響）に波及するものを対象とし，化学物質自体による運転員，あるいは一般公衆への悪影響（毒性）は含めないものとする。

4. 再処理施設のオブジェクティブ・ツリー

再処理施設における安全原則から安全対策への展開には，原子炉施設におけるオブジェクティブ・ツリーの考え方を共通的に利用することができると考えられる。

再処理施設のオブジェクティブ・ツリーを作成するに当たって理解しておくべきオブジェクティブ・ツリーの構成要素，次に，再処理施設のオブジェクティブ・ツリーの具体的な作成方法を検討した。また，作成したオブジェクティブ・ツリーを活用するための方法論（使用方法）について取りまとめた。

オブジェクティブ・ツリーに示された対応策は，メカニズムの発生を防止するため手段をまとめたものであり，個々の対応策の優先順位，対応策の適用方法，対応策の効果を定量的に示しているものではない。すなわち，特定の施設において，すべての対応策が適切なものとなるとは限らず，選択肢を与えるものである。このため，対応策の妥当性は，その適用の要否，及びグレーデッドアプローチも勘案して，使用者が検証しなければならない。

5. おわりに

本検討は，再処理施設における原子力安全の基本的考え方，安全原則，安全機能及びオブジェクティブ・ツリーの作成方法をまとめた。本検討をまとめた報告書は，以下のように構成されている。

2 章では，再処理施設の安全上の特徴の概要を示した。

3 章では，再処理施設における原子力安全の基本的考え方として，深層防護の考え方及びグレーデッドアプローチの考え方を説明した。また，基本安全機能として①臨界の防止，②放射性物質の閉じ込め，③放射線による外部被ばくに対する防護，の 3 つを抽出し，安全機能への展開を行った。さらに，再処理施設の安全原則を策定し，安全機能の面から見た安全原則の完備性について確認を行った。

4 章では，オブジェクティブ・ツリーを作成するにあたって理解しておくべきオブジェクティブツリーの構成要素，活用するための方法論(使用方法)について取りまとめた。

本検討が再処理施設の原子力安全の基本的な考え方の確立，及び原子力安全の目的を達成するための安全対策を検討する際に有益なオブジェクティブ・ツリーの作成を通じて，再処理施設の安全性向上に貢献できることを期待するものである[(1)]。

参考文献

(1)日本原子力学会ホームページ　公衆審査・発行に関するお知らせ　http://www.aesj.net/activity/standard

(Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room M)

[1M_PL04] Open Discussion

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

再処理施設の安全確保の考え方は、原子力発電プラントを参考にしつつグレーデッドアプローチの考え方を取り入れたものであるべきであるが、わが国には未だ明確化されたものがない。原子力安全検討会では、多種・多様な設備が存在するという再処理施設の特徴を勘案しつつ、原子力発電所と同様な考えに基づき，深層防護の概念に基づく安全対策を包括的・体系的に構築するために再処理施設の原子力安全確保の基本的考え方を整理し，さらに再処理施設で安全対策が適切に実施されていることを確認するツールであるオブジェクティブ・ツリーの作成方法について、報告書を取りまとめた。本セッションではこれらの課題及び提言について意見交換する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1A01-05] Environmental Assessment

Chair: Jun Goto (Niigata Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 10:40 AM - 12:00 PM Room A (16-101 Building No.16)

[1A01] Critical Analysis of " SPEEDI" Controversy

*Kohta Juraku[1], Shin-etsu Sugawara[2] (1. Tokyo Denki Univ., 2. CRIEPI)

10:40 AM - 10:55 AM

[1A02] Horizontal resolution dependence of the deposition amount of radiocesium from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident in atmospheric dispersion simulations

*Akiko FURUNO[1], Haruyasu NAGAI[1] (1. JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM

[1A03] Estimation of Effective Dose from External Exposure Due to Short Half-life Nuclides in the Prefectures Surrounding Fukushima

*Hirokazu Miyatake[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Masaki Kawai[1], Sachiko Hirakawa[1], Mari Takizawa[1], Kana Murakami[1], Osamu Sato[1], Shunji Takagi[1], Gen Suzuki[2] (1. Mitsubishi Research Institute, Inc., 2. International University of Health and Welfare Clinic)

11:10 AM - 11:25 AM

[1A04] Pathways of I-129 to lake water in the brackish lake near the nuclear fuel reprocessing plant in Rokkaso

*Yuhi Satoh[1], Shinji Ueda[1], Hidenao Hasegawa[1], Hideki Hasegawa[1], Shun'ichi Hisamatsu[1] (1. IES)

11:25 AM - 11:40 AM

[1A05] Study of Iodide and Cesium Decomposition-Collection by Atmospheric Pressure Microwave Discharge Technique

*Masayuki Umeda[1], Yutaro Aoki[1], Glenn HARVEL[2], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. Fukui University of Technology, 2. Univ. of Ontario Inst. of Tech.)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

SPEEDI をめぐる論争状況の批判的検証
「被害予測システム」に対する技術的・社会的期待をめぐって

Critical Analysis of "SPEEDI" Controversy
Issues on Technical and Social Expectation for Disaster Damage Prediction System

*寿楽 浩太[1]，菅原 慎悦[2]

原子力防災における緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム（SPEEDI）の活用のあり方は、特に福島原発事故後、大きな論点となってきた。専門知を適切に制度の設計や運用に反映する回路を欠いたまま、「被害予測システム」に対する安易な理解に基づく判断が先行する「構造災」状況が明らかとなった。

キーワード：SPEEDI，原子力防災，被害予測システム，構造災

1. 緒言

SPEEDI の活用のあり方をめぐっては、事故直後にはその計算結果の情報公開が問題になったほか、「政府事故調」と「国会事故調」が当時の SPEEDI の活用余地について全く異なる見解を示したことも注目を集めた。その後も論争は継続し、2016 年 3 月には原子力関係閣僚会議と原子力規制委員会が今後の原子力防災における SPEEDI の活用のあり方について前者は活用容認、後者は活用否定という、相反する決定を行い、関係主体からは戸惑いの声も挙がっている。議論の適切な交通整理が求められている。

2. 方法と結果

SPEEDI に関するこれまでの経緯と現状の背景について、文献調査や聞き取り調査等の質的手法で得たデータを科学社会学における「構造災」概念[1]を援用して分析し、課題の抽出と対処方法の検討を行った。

その結果、主に以下のような点が明らかとなった。

- SPEEDI 活用論者と活用否定論者の間では、SPEEDI の機能・性能・限界、あるいはそれを踏まえた上で本来果たしうる役割については、実は大きな見解の相違はない
- 他方で、現実の原子力防災の実情に鑑みた場合の SPEEDI の活用余地や社会的逆機能の度合いについては、判断が分かれている
- 関係研究者・開発者と政策・制度設計者の間に一定の没交渉状況が見られ、関係する専門知（学術知、実務知、等）の流通と反映が十分なされなかった上、事故前の原子力防災スキームにおける SPEEDI の位置づけに関する制度設計の経緯や決定の根拠などが不明瞭で確認困難になっている
- 同時に、「被害予測システム」に対する技術的・社会的期待がもたらす様々な予断の影響がそうした経緯の背後に見え隠れする

3. 考察と結論

福島原発事故後においても専門知の適切な参照と反映に関する問題は継続しており、「しくみ」の問題が同種の公益毀損を繰り返し再生産する「構造災」状況が疑われる。この状況に対しては、個別の政策変更や決定ではなく、制度設計・運用に際して専門知の適切な参照と反映を担保する「しくみ」の整備による対処が求められる。発表では、他国事例等も適宜参照し、「しくみ」の見直しに向けた示唆も紹介したい。

参考文献

[1] 松本三和夫（2002）『知の失敗と社会：科学技術はなぜ社会にとって問題か』岩波書店。
[2] 松本三和夫（2012）『構造災：科学技術社会に潜む危機』岩波新書。

*Kohta Juraku[1] and Shin-etsu Sugawara[2]

[1]Tokyo Denki Univ., [2]CRIEPI.

福島第一原子力発電所から放出された放射性セシウムの大気拡散解析における沈着量の水平解像度依存性

Horizontal resolution dependence of the deposition amount of radiocesium from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident in atmospheric dispersion simulations

*古野 朗子[1]，永井 晴康[1]

[1]原子力機構

福島第一原子力発電所事故で放出された Cs-137 の大気拡散解析に関して、狭域と広域の大気拡散解析による放出量の推定値が異なるという問題がある。この原因として、水平分解能が異なる大気拡散解析における沈着量の相違に着目し、水平分解能を変化させて大気拡散解析を実施し、沈着量の水平分解能依存性を調べた。

キーワード：WSPEEDI, 長距離拡散、^{137}Cs

1. 緒言

原子力機構は、福島第一原子力発電所の事故で大気中に放出された放射性物質の放出源情報を大気拡散解析と環境モニタリングデータから推定し、日本域（数百～1000 ㎞領域）における移行挙動を明らかにしてきた。一方、半球規模の移行挙動に関しては、原子力機構が推定した放出源情報を用いると、包括的核実験禁止条約機関（CTBTO）の観測所で測定された Cs-137 の濃度を過小評価する傾向があり、解明が進んでいない。また、国外の研究機関により半球規模の大気拡散解析と CTBTO の測定値から推定された放出量は、原子力機構の推定値よりも数倍大きい。本研究では、WSPEEDI による北半球スケールの大気拡散解析を実施し、日本域の大気拡散解析との差異の原因について考察する。

2. 拡散計算

原子力機構が推定した放出源情報を用いた WSPEEDI による北半球規模の大気拡散解析と CTBTO の測定結果との比較では、Cs-137 の大気中濃度計算値は、太平洋上の島しょ部や北アメリカ大陸西岸等、比較的近距離の測定点において、測定値をわずかに過小評価するものの比較的よく再現したが、それより遠い欧州やロシアなどでは過小評価が著しかった。一方、沈着を考慮しなくてもよい希ガスには、上記のような移動距離による大気中濃度の過大な減衰傾向は見られなかった。また、放出源推定を行った日本域の大気拡散解析では、領域内の Cs-137 の大気中濃度と沈着量を良好に再現していた。これらより、北半球規模の大気拡散解析では沈着を過大評価することで大気中濃度が過大に減衰する傾向があり、拡散計算の水平分解能の違いが沈着量の過大評価傾向に関係しているとの仮説を立て、水平分解能 9、27、54、81 ㎞の 4 種類の拡散解析を実施し、沈着量の水平分解能依存性を調べた。

3. 解析結果

乾性沈着については、水平分解能が粗くなるほど水平・鉛直拡散が遅くなり、地表面付近の高濃度が長時間維持されることで放出点近傍での沈着量が増加する傾向となった。湿性沈着については、降水分布の再現性の影響も考慮する必要があり、現在解析中である。水平分解能と地表面沈着量の関係を定量的に明らかにし、局地から全球スケールまで一貫性のある拡散解析を実施することが今後の課題である。

---

*Akiko FURUNO[1], Haruyasu NAGAI[1]

[1]JAEA

福島周辺県における短半減期核種起因の外部被ばく線量の評価

Estimation of Effective Dose from External Exposure
Due to Short Half-life Nuclides in the Prefectures Surrounding Fukushima

*宮武 裕和[1]，義澤 宣明[1]，河合 理城[1]，平川 幸子[1]，滝澤 真理[1]，
村上 佳菜[1]，佐藤 理[1]，高木 俊治[1]，鈴木 元[2]
[1]（株）三菱総合研究所，[2]国際医療福祉大学

走行サーベイ（JAEA）の測定結果をもとに、福島周辺県における空間線量率の経時的変化の分析を行い、外部被ばくによる線量評価を行った。走行サーベイによる測定結果は主に ^{134}Cs と ^{137}Cs に起因することから、沈着比を考慮して外部被ばく線量に対する短半減期核種の寄与を評価した。

キーワード：空間線量率，外部被ばく線量，線量評価，短半減期核種，福島周辺県

1. 方法

走行サーベイで測定された福島周辺 6 県（岩手県、宮城県、茨城県、栃木県、群馬県、千葉県）の空間線量率の平均値の経時的変化を、事故後の経過年数の関数で定式化する。その結果に対して、屋内外の滞在時間、建物による放射線低減、空間線量率と実効線量率の関係、バックグラウンド等を考慮して、事故に起因する累積の追加実効線量を評価する。このとき、^{131}I 等の短半減期核種については、^{137}Cs に対する沈着量の比を考慮することで当該核種に起因する被ばく線量の評価を行う。

2. 結果

福島周辺 6 県における累積の追加実効線量の評価結果を事故後 1 年間及び 10 年間について下表に示す。周辺 6 県においては平均的に、事故後 1 年で 0.6 mSv 程度、事故後 10 年で 1.7 mSv 程度の推計結果となった。この推計結果は、UNSCEAR による推計結果の範囲に収まる。

	本研究の評価（mSv）		UNSCEAR の評価（mSv）	
	事故後 1 年	事故後 10 年	事故後 1 年	事故後 10 年
岩手県	0.26	—*	0.14～0.31	0.1～0.7
宮城県	0.53	0.92	0.05～0.55	0.1～1.3
茨城県	0.39	1.2	0.06～0.54	0.1～1.3
栃木県	0.62	1.7	0.06～1.07	0.2～2.5
群馬県	0.16	—*	0.06～0.50	0.1～1.2
千葉県	0.23	—*	0.05～0.76	0.1～1.8

* 空間線量率が事故前のバックグラウンドに達した場合は評価を行わず

3. 今後の検討

今後は、既往の測定結果やシミュレーション結果に基づき、いくつかの沈着量の比を仮定し、計算に使用する沈着量の比の違いによる推計結果の差異を評価する。

この研究は環境省委託事業「平成 26～28 年度原子力災害影響調査等事業（放射線の健康影響に係る研究調査事業）」（研究課題：東京電力福島第一原子力発電事故における住民の線量評価に関する包括研究）において実施したものです。

*Hirokazu Miyatake[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Masaki Kawai[1], Sachiko Hirakawa[1], Mari Takizawa[1], Kana Murakami[1], Osamu Sato[1], Shunji Takagi[1], Gen Suzuki[2],
[1]Mitsubishi Research Institute, Inc. , [2]International University of Health and Welfare Clinic tom Research Lab.

大型再処理施設近傍の汽水湖における湖水中への I-129 供給経路

Pathways of I-129 to lake water in the brackish lake near the nuclear fuel reprocessing plant in Rokkaso

*佐藤 雄飛，植田 真司，長谷川 英尚，柿内 秀樹，久松 俊一
環境科学技術研究所

抄録：青森県六ヶ所村の大型再処理施設近傍にある汽水湖を対象領域とし、2006～2015 年の各年における湖水中の I-129 への各供給源（河川水、海水及びその他）の寄与率を推定した。

キーワード：I-129，大型再処理施設，湖水、汽水湖

1. 緒言

環境科学技術研究所では、大型再処理施設に隣接し、淡水と海水が流入する汽水湖の尾駮沼において、同施設の操業に伴う湖水中の I-129 濃度の経時変化を観測してきた[*1]。同施設は 2006～2008 年における使用済み核燃料の切断溶融試験期間（以下、切断期間）に通常より多くの I-129 を大気及び海洋へ排出したが、それに伴って湖水中の I-129 濃度は約 1 桁増加した。それ以降から現在にかけて I-129 濃度は切断期間以前と同程度まで減少している。本研究では、観測期間における湖水中の I-129 濃度の変化要因を考察するため、これまで得られた河川水、湖水及び沿岸海水中の I-129 濃度、及び各試料水の塩分から計算される湖水中の河川水と海水の混合率を用いて、湖水への I-129 の各供給源（河川水、海水、その他）の寄与率を算出した。

2. 材料と方法

解析に用いたデータは、2006～2015 年の毎年における夏（6－7 月）及び秋（10 月）に河川水、湖水及び海水を採取し、I-129 を加速器質量分析計、塩分を水質センサーによって測定した。

各供給源の寄与率は、以下のように算出した。

① 湖水中における海水の混合率の算出

・海水の混合率 (R) ＝ (湖水の塩分－河川水の塩分) / (海水の塩分－河川水の塩分)

② 湖水中の各起源に由来する I-129 濃度の算出

・河川水由来の I-129 濃度 ＝ 河川水の I-129 濃度 × (1－R)

・海水由来の I-129 濃度 ＝ 海水の I-129 濃度 × R

・その他の起源由来の I-129 濃度 ＝ 湖水の I-129 濃度 － (河川水＋海水)由来の I-129 濃度

3. 結果と考察

切断期間における湖水中の I-129 濃度は 2006~2008 年にかけて 0.25～2.9 μBq L^{-1} まで上昇した。この期間中の各供給源の寄与は、その他（河川水及び海水以外）が優占的であり（平均 77%）、次に海水が高く（平均 19%）、河川水は小さかった（平均 4.3%）。この寄与率の推定結果は、切断期間中における湖水への I-129 供給源は、主に大型再処理施設より大気へと排出された I-129 であり、部分的に海洋へと排出された I-129 が寄与していることを示唆している。

切断期間以降の湖水中の I-129 濃度は 0.11～0.31μBq L^{-1}（中央値 0.14μBq L^{-1}）であった。この際の各供給源の寄与は、その他が優占的であり（平均 72%）、海水と河川水は同程度（共に平均 18%）であった。切断期間以降は大型再処理施設から大気への I-129 の排出が減少していたことから、同施設からの大気降下物が湖水中の I-129 に寄与したとは考えにくい。一方、切断期間中における尾駮沼の周辺土壌及び湖底堆積物には I-129 の蓄積が観測されており、それ以降も I-129 濃度は維持されている[*2]。したがって、切断期間以降においては、切断期間中に環境中へ蓄積した I-129 が、周辺土壌の浸食による直接流入、土壌粒子の巻き上がり、及び堆積物の溶出等の過程を経て、湖水中の I-129 への主要な供給源となっていることが示唆される。

なお、本記載事項は、青森県からの受託事業により得られた成果の一部である。

参考文献

[*1] Ueda et al. (2015) J. Radioanal. Nucl. Chem., [*2] 環境科学技術研究所 排出放射能移行調査報告書(2007－2015).

*Yuhi Satoh, Shinji Ueda, Hidenao Hasegawa, Hideki Kakiuchi, and Shun'ichi Hisamatsu.

Institute for Environmental Sciences.

大気圧マイクロ波放電法によるヨウ素、セシウムの分解捕集研究

Study of Iodide and Cesium Decomposition-Collection by Atmospheric Pressure Microwave Discharge Technique

*梅田　昌幸[1]，青木　祐太郎[1]，Glenn,HARVEL[2]，砂川　武義[1]
[1]福井工業大学，[2]オンタリオ工科大学

アルゴンプラズマを用いたヨウ化セシウムの分解捕集研究において、発光スペクトルよりアルゴンプラズマとセシウムの挙動を明らかにした。さらに、捕集を行うトラップにおいて、電気流体学(EHD)の技術を用いた捕集装置を考案し、プラズマより単離されるヨウ素の捕集を試みた。

キーワード：大気圧マイクロ波，Ar プラズマ，分解捕集，環境放射能

1. 緒言

前回、大気圧マイクロ波発生装置を用いてヨウ化カリウム(KI)試料中からヨウ素を単離し、I_2 として捕集する方法について述べた。[1)]そこで今回は新たに、ヨウ化セシウム(CsI)試料中からの I_2 の捕集を試みた。このとき同時に単離される Cs に着目し挙動の検討を行った。さらに、電気流体学(EHD)の技術を用いた捕集装置を考案し、プラズマにより単離されるヨウ素の捕集を試みた。

2. 実験

(株)マイクロ電子社製 2.45GHz､最大マイクロ波電力 1.3kW のマイクロ波発生装置を用い、アルゴンプラズマを発生させ、CsI 試料より、I_2 の捕集を行った。このとき同時に単離される Cs の挙動について OLYMPUS 社製ハンドヘルド蛍光X線分析装置及び Stellarnet 社製のファイバーマルチチャンネル分光器を用いて測定を行った。また、新たに考案した捕集装置を用いて、I_2 の捕集を行い、光吸収測定装置を用いて生成物分析を行った。ここで、Fig.1 に EHD 捕集装置内のコロナ放電を発生させたときの写真を示す。放電環境下に電荷を持った粒子をおくことでグランド側に目的の粒子を捕集することを可能としている。

Fig.1 コロナ放電

3. 結論

KI を試料に用いた場合同様、CsI 試料においてもヨウ素を単離し、I_2 の捕集が行えることが確認できた。また、プラズマの発光スペクトルの測定を行うことでアルゴンプラズマの温度を明らかにし、同時に単離される Cs の挙動についても明らかにした。さらに、新たに考案した捕集装置の有効性を明らかにし、放電環境下で電荷を持った粒子の挙動についても検討を行った。本研究の詳細は講演時に報告する。

参考文献

1)　梅田昌幸, Glenn HARVEL, 砂川武義「大気圧マイクロ波放電法によるヨウ化カリウム分解捕集研究」日本原子力学会 2016 年秋の大会 講演番号：2J08

* Masayuki Umeda [1], Yutaro Aoki [1], Glenn,HARVEL [2] and Takeyoshi Sunagawa[1]
[1] Fukui University of Technology., [2] University of Ontario Institute of Technology.

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

[1A06-09] Radiation Protection and Control

Chair: Toshihiko Ohnuki (Tokyo Tech)

Mon. Mar 27, 2017 2:45 PM - 3:55 PM Room A (16-101 Building No.16)

[1A06] Involvement of antioxidant function on suppressive effect of alcohol-induced mouse gastric mucosal injury by inhalation or drinking of radon

*Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Norie Kanzaki[1], Akihiro Sakoda[2], Hiroshi Tanaka[2], Yuu Ishimori[2], Fumihiro Mitsunobu[3], Takehito Taguchi[1], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. Ningyo-toge, JAEA, 3. Grad. Sch. Med. Dent. Pharm. Sci., Okayama Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1A07] X-ray Estimation generating from Gantry Type Liniac by Monte Calro Method

*Yoshihiro Ogawa[1], Shigemi Ogawa[2], Ryotaro Yahagi[2] (1. Faculty of Applied Sociology, Kindai University, 2. Accuray Japan K.K)

3:00 PM - 3:15 PM

[1A08] Study on application of risk insights from level 3 PRA to regional disaster prevention plan

*SHO NAKAMURA[1], Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1] (1. Tokyo City University)

3:15 PM - 3:30 PM

[1A09] Combination Study of Flavonoid Composite Using Glucosyl-rutin for Radioprotectors

*Yasushi Aizawa[1], Shigeaki Sunada[2], Hao Yu[2], Takamitsu Kato[3], Mitsuru Uesaka[1,2] (1. Department of Bioengineering, School of Engineering, the University of Tokyo, 2. Department of Nuclear engineering ansd Management, School of Engineering, the University of Tokyo, 3. Department of Environmental &Radiological Health Sciences, Colorado State University)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ラドンの吸入または飲泉によるアルコール誘導マウス胃粘膜障害の抑制効果における抗酸化機能の関与

Involvement of antioxidant function on suppressive effect of alcohol-induced mouse gastric mucosal injury by inhalation or drinking of radon

*片岡 隆浩[1]，恵谷 玲央[1]，神﨑 訓枝[1]，迫田 晃弘[2]，田中 裕史[2]，
石森 有[2]，光延 文裕[3]，田口 勇仁[1]，山岡 聖典[1]
[1]岡山大・院・保健，[2]原子力機構・人形峠，[3]岡山大・院・医歯薬

身近な自然起源放射性核種であるラドンの吸入または飲泉により，アルコール摂取に伴い悪化したマウス胃粘膜の出血や障害が両者に程度差はあるものの抑制し，過酸化脂質量も減少した。これらより，ラドン摂取により抗酸化機能が亢進して胃粘膜障害を抑制することが示唆できた。

キーワード：ラドン，自然起源放射性核種，胃粘膜障害，抗酸化機能

1. 緒言

今までに我々は，自然起源放射性核種であるラドンの吸入やラドン温泉の飲水（飲泉）により種々マウス酸化障害が抑制されることを報告してきた。本研究では，ラドンの吸入または飲泉によるアルコール誘導胃粘膜障害の抑制効果における抗酸化機能の関与について検討した。

2. 方法

BALB/c マウスに，ラドン（2000Bq/m^3）吸入または Sham（Control）吸入を各々24 時間施した。他方，ラドン含有温泉水（約 650Bq/L，21-25℃，pH 7）・ラドン脱気温泉水・蒸留水（Sham：Control）を，各々2 週間継続して自由経口摂取させた。吸入・飲泉終了後，30%（低濃度），60%（中濃度），100%（高濃度）のアルコールを各々胃に直接投与し，胃粘膜障害を誘導した。投与 1 時間後にジエチルエーテルの過剰吸入により安楽死・解剖し，採血および胃を摘出し試料に供した。分析方法は定法に従った。

3. 結果と考察

1）胃粘膜の出血は，ラドン吸入で中濃度アルコール投与の場合と飲泉で低濃度アルコール投与の場合に有意に抑制した。その他の条件でも有意差はないものの，抑制傾向にあった。2）胃粘膜障害は，ラドン吸入で低濃度アルコール投与の場合に有意に減少し，中濃度アルコール投与の場合に減少傾向にあった。同様に，ラドン温泉または脱気水を飲泉した場合にいずれのアルコール濃度でも減少したが，有意差はなかった。3)ラドン吸入および温泉水の飲泉により胃中の過酸化脂質量が減少するなど，アルコール摂取に伴う酸化障害が軽減した。これよりラドン摂取による抗酸化機能の亢進が関与していることが示唆できた。

4. 結論

以上の所見などにより，ラドンの吸入と飲泉は抗酸化機能を亢進させることによりアルコール投与に伴う胃粘膜障害を抑制することが示唆できた。また，脱気温泉水の飲泉の場合も抑制されたことから，ラドン温泉水の化学成分が関与していることも示唆できた。

---

*Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Norie Kanzaki[1], Akihiro Sakoda[2], Hiroshi Tanaka[2], Yuu Ishimori[2], Fumihiro Mitsunobu[3] Takehito Taguchi[1] and Kiyonori Yamaoka[1]

[1, 3]Okayama Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

モンテカルロ法によるガントリー型リニアックから発生するエックス線の評価

X-ray Estimation generating from Gantry Type Linac by Monte Carlo Method

*小川　喜弘[1]，小川　茂美[2]，矢作　遼太郎[2]

[1]近畿大学総合社会学部，[2]日本アキュレイ

治療施設からの漏えい線量を評価するため，電子線照射されたターゲットとビームストッパーからなるガントリー型リニアックで発生するエックス線のスペクトルと強度ならびに空間分布を PHITS で評価した。

キーワード：ガントリー型リニアック，3DCRT，IGRT－IMRT，エックス線，モンテカルロ法，PHITS

1. はじめに

ガントリー型リニアックから発生するエックス線を用いた放射線治療は，多くの病院で広く行われている。近年リング型ガントリー内をリニアックが連続して回転しながら，中心へ向けてエックス線照射を行う三次元原体照射法（3DCRT）に三次元画像誘導による強度変調放射線治療（IGRT－IMRT）を組み合わせた放射線治療装置が開発され，いろいろな治療施設に設置されている。このような装置を用いた治療施設からの漏えい線量評価を実効的に行うために，対向遮へい鉛や装置固有の照射方法を考慮した発生エックス線の評価を３次元モンテカルロ輸送計算コードである PHITS を用いて行った結果について報告する。

2. 計算方法

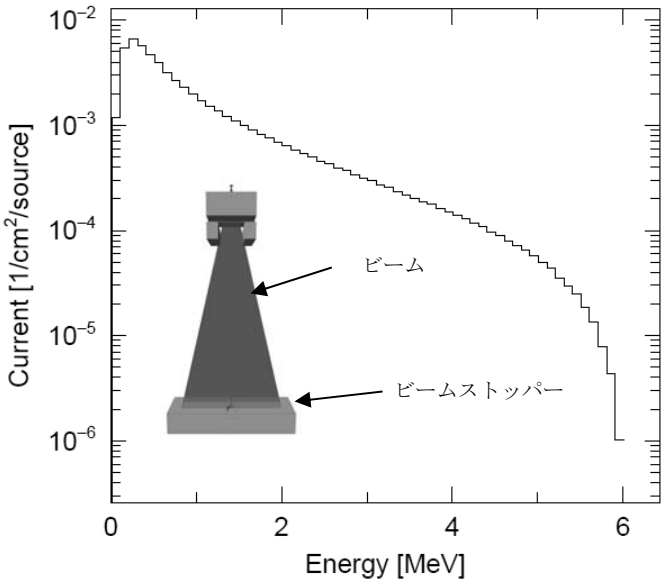
2-1. 治療施設からの漏えい線量評価

漏えい線量評価は，6MeV と 3.5MeV の電子線照射されたターゲットとビームストッパーからなるエックス線の発生計算部ならびに発生エックス線と照射条件を考慮した施設からの漏えい計算部から構成される。

2-2. 発生エックス線計算

以下に示す手順で発生するエックス線のスペクトルと強度ならびに空間分布を評価する。

1. 電子線照射されたターゲットから発生するエックス線エネルギースペクトルの評価
2. 深部量百分率の実測値との比較によるターゲットから発生するエックス線数の評価
3. ターゲットとビームストッパーから発生するックス線源情報の評価
4. 円筒状に配置されたターゲットとビームトッパーから発生するエックス線情報の評価



3. 結果

計算結果の一例として，ビームストッパーから発生するエックス線のエネルギースペクトルを示す。

参考文献

[1] 公益社団法人原子力安全技術センター“放射線のしゃへい計算実務マニュアル（2015 年）”

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

[1]Kindai Univ., [2]Accuray Japan K.K.

地域防災計画へのレベル 3PRA の知見の適用に関する研究

Study on application of risk insights from level 3 PRA to regional disaster prevention plan

*中村 翔[1]，牟田 仁[1]，村松 健[1]
[1]東京都市大学大学院

ABWR プラントを対象として、レベル 3PRA による公衆の被ばく線量評価から、被ばく低減効果の高い防護対策の組合せと実施タイミング等を検討し、地域防災計画に有用な知見を抽出することを試みた。

キーワード： レベル 3PRA，地域防災計画

1. 緒言

原子力関連施設の事故シナリオは非常に広範であり、現在の地域防災計画ですべての事故シナリオをカバーすることは難しいと考えられる。そこで、影響が大きくなりやすい地震時に発生頻度の高い事故シーケンスから放出時間で分類した事故パターン毎に代表シーケンスを選定し、それらのソースタームを入力条件として様々な気象条件下で公衆への被ばく線量を評価する「条件付きレベル 3PRA」を用いることで、地域防災計画に役立つ知見が得られると考えられる。

2. 研究概要

FP の放出タイミングの観点から、早期大規模放出、早期段階放出、後期大規模放出、後期段階放出の 4 パターンを対象とした被ばく線量評価を行い、複数の防護対策 (避難・屋内退避・コンクリート屋内退避・安定ヨウ素剤・移転・食物摂取制限)の組み合わせや実施タイミング、期間をパラメータとした感度解析を、レベル 3PRA コードを用いて行った。用いた事故シナリオを Table 1 に、防護対策実施基準モデルを Fig.1 に示す。解析で得られた情報から、被ばく低減効果の高い防護対策の組み合わせと実施タイミング等に関する知見をまとめた。解析結果の例として、早期大規模放出の事故シナリオ TC について実施タイミングとして指示までの時間を 0 時間から 12 時間まで変えた場合の早期実効線量を Fig.2 に示す。防護対策の必要最低準備時間として、特に健康への影響が大きいと考えられる早期大規模放出の場合は、FP 放出約 1 時間前までにコンクリート屋内退避等の防護対策を開始することで防護対策の効果が最も大きくなる等、健康への影響を抑えるために重要な知見を得られた。

Table 1 事故シナリオ

対象プラント	柏崎刈羽原子力発電所の6,7号機(ABWR)
サイトデータ	気象データは2013年、社会データは1997年
放出データ	JNESの地震時レベル2PRAを検討したデータを使用[1]
事故シーケンス（放出猶予時間）	早期大規模放出：ISLOCA(31分)、AC(129分)、TC(200分)
	後期大規模放出：S2W(1800分)
	早期段階放出：AE(28分、1000分)、TQUX(86分、1500分)
	後期大規模放出：TB(783分、1349分)、S2B(700分、1144分)

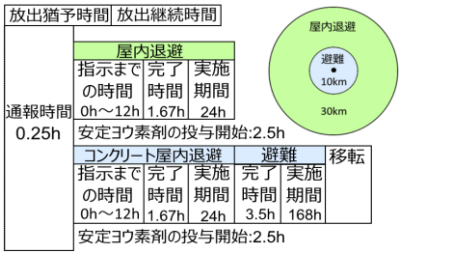


Fig.1 防護対策実施基準モデル

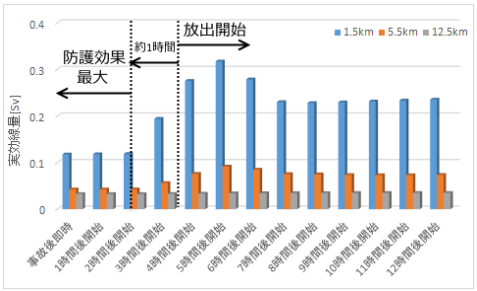


Fig.2 早期実効線量（タイミング）

3. 結論

地域防災計画にレベル 3 PRA 評価を適用するためには、膨大な事故シナリオのデータをどのように活かすか等多くの課題が存在する。しかし、地域防災計画に今まで行われていない事故が発生した際のリスク等のデータを反映することで、 計画の策定に困難であった気象や災害、事故シナリオ等の事故条件の幅広い範囲に対応することが可能であり、効率的かつ効果的な地域防災計画作成の一助になると考えられる。

参考文献

[1] 独立行政法人 原子力安全基盤機構、地震時レベル 2PSA の解析(BWR)、平成 19 年 3 月,平成 22 年 10 月

*Sho Nakamura[1], Hitoshi Muta[1] and Ken Muramatsu[1,]
[1]Tokyo City University.

放射線防護剤における糖転移ルチンを用いたフラボノイド複合体の組み合わせ検討

Combination Study of Flavonoid Composite Using Glucosyl-rutin for Radioprotectors

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

（抄録）前報でフラボノイド複合体による新しい放射線防護剤の有効性を細胞試験中心に報告したが、組み合わせる難水溶性フラボノイド（アグリコン）の種類によって防護効果に違いが見られた。本発表では、さらにアグリコンの種類を追加して防護剤としてより最適なフラボノイド複合体の組み合わせについて最新の試験結果を発表する。

キーワード：放射線防護剤，フラボノイド，糖転移ルチン，フラボノイド複合体

1. 緒言

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

2. 実験手法および結果

前報により作製したフラボノイド複合体は、糖転移ルチンと組み合わせる難水溶性フラボノイド（アグリコン）の組み合わせによって、放射線防護効果に違いが確認された。そこで、本研究では、難水溶性フラボノイドであるヘスペレチン（HES）を加えた3種類のフラボノイド複合体（図１）を作製し、放射線防護効果の比較を行った。はじめに、それぞれのフラボノイド複合体（250μM）の DPPH ラジカル消去活性能を比較した。その結果、含まれる難水溶性フラボノイドの種類によって、DPPH ラジカルの消去活性が異なっていた（図２）。特に、クエルセチン複合体(QUE/MGR)が、最も高い抗酸化活性（58.2%）を示し、これは、糖転移フラボノイド単独での試験結果との相関が見られた[2]。

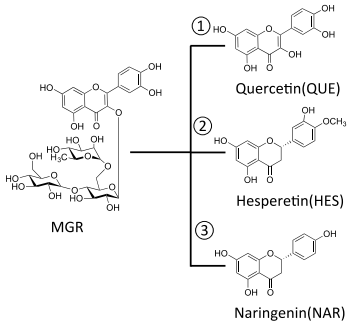


図１ フラボノイド複合体

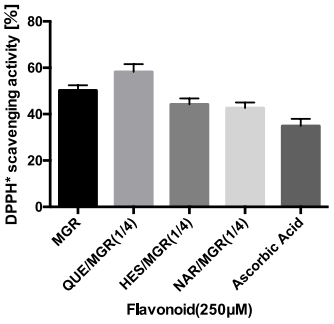


図２ DPPH*消去活性試験

参考文献

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

[2] H. Yu, et al., Int, J. Mol Med, **38**, 5, (2016) pp. 1525-1530

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

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

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

[1A10-15] Environmental Remediation

Chair: Hirokazu Miyatake (MRI)

Mon. Mar 27, 2017 3:55 PM - 5:30 PM Room A (16-101 Building No.16)

[1A10] Enhanced desorption of cesium from vermiculitized biotite by hydrothermal treatment with eluting cations

*Xiangbiao Yin[1], Hideharu Takahashi[1], Yusuke Inaba[1], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:55 PM - 4:10 PM

[1A11] Prediction of ambient dose equivalente rate in the early phase of the Fukushima accident

*Sakae Kinase[1,2], Fumiya Honda[2] (1. JAEA, 2. Ibaraki Univ.)

4:10 PM - 4:25 PM

[1A12] Prediction of ambient dose equivalent rate in the early phase of the Fukushima accident

*Fumiya Honda[1], Sakae Kinase[1,2] (1. Ibaraki university, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:25 PM - 4:40 PM

[1A13] Novel restoration materials for clean-up of radionuclides in the environment

*Toshihiko Ohnuki[1], Naofumi Kozai[2], Mitsuo Yamashita[3], Takumi Horiike[3], Yua Dotsuta[3], Satoshi Utsunomiya[4] (1. TITECH, 2. JAEA, 3. SIT, 4. Kyushu U.)

4:40 PM - 4:55 PM

[1A14] Decontamination simulations and future dose predictions in the difficult-to-return zone

*Takuya Yamashita[1], Noriyoshi Sawada[1] (1. Japan Atomic Enargy Agancy)

4:55 PM - 5:10 PM

[1A15] The development of enviromental monitoring data base system

*Akiyuki Seki[1], Kenta Suzuki[1], Yoshitomo Takahashi[1], Takeshi Matsubara[1], Shigeo Suto[1], Kimiaki Saito[1], Hiroshi Takemiya[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Enhanced desorption of cesium from vermiculitized biotite by treatment with cations

*Xiangbiao Yin [1], Hideharu Takahashi [1], Toshihiko Ohnuki [1], and Kenji Takeshita [1]

[1] Tokyo Institute of Technology, 2-12-1, Ookayama, Meguro-ku, Tokyo 152-8550.

Abstract:

The objectives of present study are to clarify how Cs fixation on vermiculite is influenced by structure change caused by Cs sorption at different loading levels and how Cs desorption is affected by various replacing cations induced at different treating temperature. As a result, more than 80% of Cs was readily desorbed from vermiculite with loading amount of 2% saturated Cs (5.49×10^{-3} mmol g^{-1}) after four cycles of treatment of 0.01M Mg^{2+}/Ca^{2+} at room temperature, but less than 20% of Cs was desorbed from saturated vermiculite. These distinct desorption patterns were attributed to inhibition of Cs desorption by interlayer collapse of vermiculite, especially at high Cs loadings. In contrast, elevated temperature significantly facilitated divalent cations to efficiently desorb Cs from collapsed regions. After five cycles of treatment at 250℃ with 0.01M Mg^{2+}, ~100% removal of saturated Cs was achieved. X-ray diffraction analysis results suggested that Cs desorption was completed through enhanced diffusion of Mg^{2+} cations into collapsed interlayer space under hydrothermal condition resulting in subsequent interlayer decollapse and readily release of Cs^{+}. The results were expected to provide new insights to explore available decontamination technology for Fukushima Cs-contaminated soils.

Keywords: Cesium desorption, hydrothermal treatment, volume reduction, ion exchange

After the Fukushima accident, radioactive Cs was widely dispersed and contaminated the north-eastern district of Japan, thus the topsoil has been stripped within the top 5 cm which is now just being stored in temporary storage sites because of its difficulty of decontamination. So it is urgently essential to develop more environmental friendly and efficient techniques performing desorption of Cs^{+} ions from the clay soils.

The hydrothermal treatment (HTT) process is a newly testing method to desorb Cs from the vermiculite using the subcritical water (SCW) at high temperature. This process is much attractive because of its safety, accessibility, no any secondary waste and low cost. In our study, we clarified the effect of cation species and temperature dependence on the Cs desorption from the (un-)collapsed interlayer regions of a 2:1 phyllosilicate clay mineral, elucidated the corresponding desorption process and discussed the mechanism.

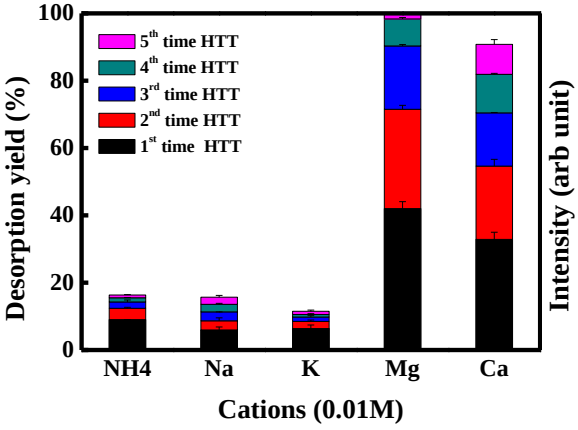


Fig. 1 HTT effect of seawater on the Cs desorption

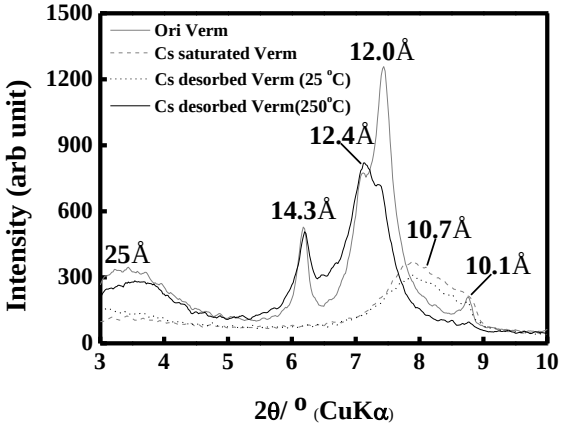


Fig. 2. The XRD profiles of samples

References

[1] X. Yin, H. Takahashi, Y. Inaba, K. Takeshita. Chem. Lett. 45 (2016) 256-258.

[2] X. Yin, X. Wang, H. Wu, T. Ohnuki, K. Takeshita, J. Hazard. Mater. 326 (2017) 47-53.

福島原発事故初期の空間線量率分布の推定

（1）分布状況変化モデルの概要

Prediction of ambient dose equivalent rate in the early phase of the Fukushima accident

(1) An outline of prediction model of ambient dose equivalent rate

*木名瀬　栄[1,2]，本田　文弥[2]

[1]原子力機構，[2]茨大院

住民の線量再構築などに資するため，福島第一原子力発電所から放出され地表面等に沈着した放射性物質を起因とする空間線量率の初期分布推定手法を開発した。

キーワード：福島，事故初期，ウェザリング，分布状況変化モデル，線量，再構築，グランドシャイン

1. 緒言　福島事故後，住民の健康管理や不安対策には信頼性の高い線量再構築が不可欠である。特に地表面等に沈着した放射性物質を起因とする外部被ばく（グランドシャイン）は，その多寡が将来の健康管理に大きく影響することから，詳細な実測データを基盤とした線量評価の精緻化が要される。しかし，福島事故初期の ^{131}I などの短半減期核種の実測データの欠如により，不確かさの大きい線量評価手法から脱却することが困難になっている。そうした状況を踏まえ，本研究では，平成24年度から平成26年度までに原子力機構が開発した空間線量率の分布状況変化モデル[1)]を応用し，空間線量率の初期分布推定手法を開発した。

2. 方法　空間線量率の初期分布推定手法には，ウェザリング効果を反映する分布状況変化モデル[1)]を応用し，放射性セシウム以外の核種による空間線量率寄与分を考慮可能とする次式を用いた。

$$D(t)=\left(D_0-D_{BG}\right)\left(1+Q(t)\right)\left\{f_{fast}\exp\left(\frac{-\ln 2}{T_{fast}}\cdot t\right)+\left(1-f_{fast}\right)\exp\left(\frac{-\ln 2}{T_{slow}}\cdot t\right)\right\}\frac{k\exp\left(-\lambda_{134}t\right)+\exp\left(-\lambda_{137}t\right)}{k+1}+D_{BG}$$

ここで，$D(t)$ は事故後の経過時間 t における空間線量率，D_{BG} はバックグラウンド空間線量率 0.05 μSv/h，$Q(t)$ は経過時間 t における放射性セシウム以外の核種を起因とした空間線量率への寄与，T_{slow} は減衰が遅い成分の環境半減期 92 年，k は ^{134}Cs の ^{137}Cs に対する初期空間線量率比 2.7（同じ濃度），λ_{134}，λ_{137} はそれぞれ ^{134}Cs，^{137}Cs の壊変定数である。本研究では，D_0 には，走行サーベイなどによる実測データを生活圏対象にした空間線量率へ補正した値（平成25年11月19日の値）を，減衰が速い成分の環境半減期である T_{fast} および減衰が速い成分の割合である f_{fast} には，走行サーベイの実測データから導出した ALOS 土地利用形態ごとの値[1)]を設定した。

3. 結果　福島第一原子力発電所から 80km 圏内の空間線量率分布の推定結果（事故3ヶ月後）を図に示す。^{131}I などの短半減期核種が空間線量率に寄与しない時点ではあるが，推定結果は実測結果（平成 23 年 6 月に実施した走行サーベイ結果）と係数2程度で一致した。本初期分布推定手法において炉内インベントリ計算や実測による核種組成比を適切に用いることにより，簡便に事故初期（～事故 3 ヶ月後）の空間線量率分布を推定することが可能である。

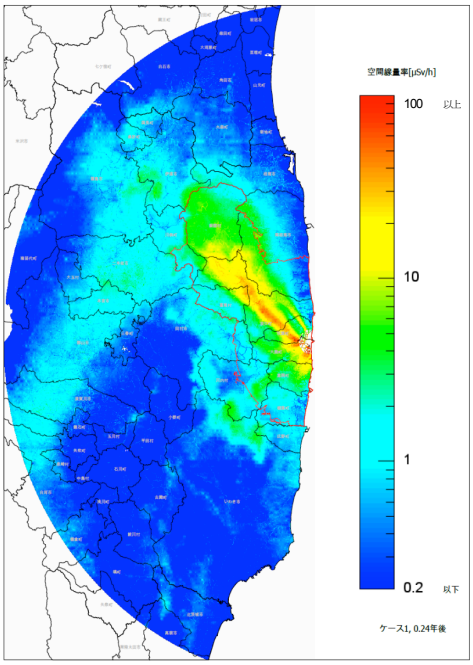


図　空間線量率の分布状況推定結果.
（事故3ヶ月後）

参考文献

[1] 木名瀬栄, 30 年後の福島の環境放射線レベル推定とその技術開発，日本原子力学会誌 58(6), 29-33(2016).

*Sakae Kinase[1,2] and Fumiya Honda[2]

[1]JAEA, [2]Ibaraki Univ.

福島原発事故初期の空間線量率分布の推定
(2) 事故 3 ヶ月後までの空間線量率の推定図

Prediction of ambient dose equivalent rate in the early phase of the Fukushima accident

(2) Prediction maps of ambient dose equivalent rates up to three months after the Fukushima accident

*本田　文弥[1]，木名瀬　栄[1,2]

[1]茨大院，[2]原子力機構

本研究では，福島第一原子力発電所事故初期時に地表面に沈着した放射性核種の組成を仮定し，空間線量率の分布状況変化モデルの応用により，福島第一原子力発電所から 80 ㎞圏内を対象とした，事故 3 ヶ月後までの空間線量率分布を推定した。

キーワード：事故初期，核種組成，分布状況変化モデル，推定図，線量，再構築，グランドシャイン，福島

1. 緒言　本研究では，福島第一原子力発電所事故初期時の外部被ばく（グランドシャインによる）線量再構築に資するため，地表面に沈着した放射性核種の組成を仮定し，原子力機構が開発したウェザリング効果を反映する分布状況変化モデル [1] を用いて，福島第一原子力発電所から半径 80 ㎞圏内における事故 3 ヶ月後までの空間線量率分布を推定した。

2. 方法　福島第一原子力発電所事故初期時に地表面に沈着した放射性核種の組成は，安全側の評価になるように炉内インベントリ計算及び実測結果に基づき仮定した。放射性核種による空間線量率への寄与は，それぞれの核種の物理的壊変の補正を行うとともに，その組成と周辺線量当量率換算係数 [2] を考慮した，^{137}Cs による空間線量率に対する比として評価した。事故 3 ヶ月後までの空間線量率分布図の推定には，放射性セシウム以外の核種を起因とした空間線量率の推定を可能とする分布状況変化モデル [1] を用いた。

3. 結果　福島第一原子力発電所 2 号機の炉内インベントリ計算及び実測により環境中に検出された核種組成をもとに評価した，空間線量率に対する核種の寄与を図 1 に示す。福島第一原子力発電所事故 3 ヶ月以降になると，$^{134+137}$Cs 以外の核種は空間線量率に大きく寄与しないことが示唆された。図 2 に福島第一原子力発電所から半径 80 ㎞圏内の空間線量率分布の推定結果（事故 2 日後）を示す。本手法による推定結果は，空間線量率の実測結果と係数 3 程度で一致した。したがって，本手法による事故 3 ヶ月後までの空間線量率の推定は，外部被ばく線量の推計評価に有用と考える。

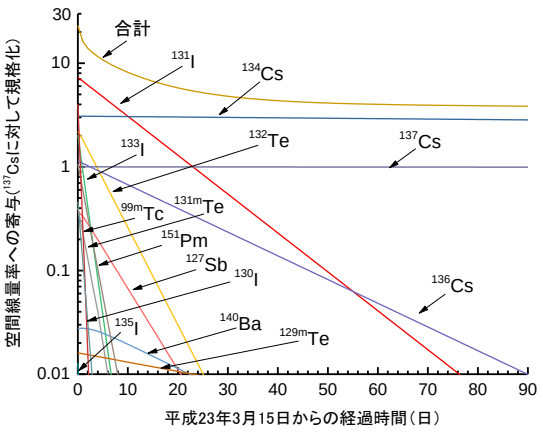


図 1　放射性核種による線量率への寄与.

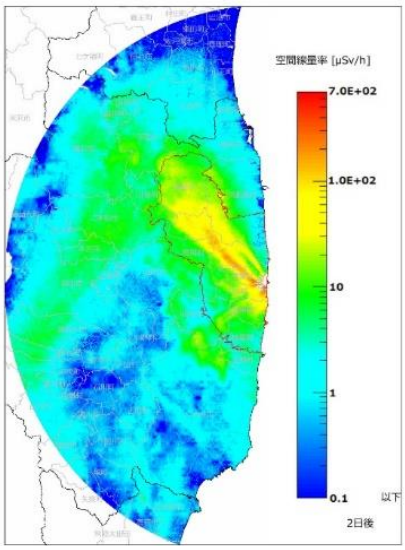


図 2　空間線量率の分布状況推定図（事故 2 日後）.

参考文献

[1] 木名瀬 栄，日本原子力学会誌 58,(6),29-33 (2016).

[2] K. Saito *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol 51, 1274-1287 (2014).

*Fumiya Honda[1] and Sakae Kinase[1,2]

[1]Ibaraki Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

環境中放射性核種浄化のための新規な修復材料の開発
(1) 微生物起源 Ca カーボネイト生成時における Sr の取り込み挙動

Development of novel restoration materials for clean-up of radionuclides in the environment
(1) Accumulation of Sr during formation of biogenic Ca-carbonate

*大貫敏彦[1,2]，香西直文[2]，山下光雄[3]，堀池巧[3]，土津田雄馬[3]，宇都宮聡[4]
[1]東工学，[2]原子力機構，[3]芝浦工大，[4]九州大

微生物による炭酸カルシウム生成時における海水中の Sr の取り込みを実験により調べた。その結果、1 mM の Sr 濃度が 1 日以内に 1/10 以下に減少した。電子顕微鏡及び XAFS 解析により、Sr が炭酸カルシウムに取り込まれていることを明らかにした。

キーワード：バイオレメデーション，Sr, 微生物起源鉱物，環境汚染

福島第一原子力発電所では原子炉内の燃料の冷却を行うため、放射性核種を含むいわゆる汚染水を継続的に処理している。この処理にもかかわらず、僅かではあるが汚染水や処理した濃縮汚染水の一部が港湾内や地下水中に漏出した。濃縮汚染水や海水などの塩濃度が高い水溶液の条件では通常の地下水中で有効であるスメクタイトなどの吸着効率が非常に低下するため従来の吸着材料を直接用いることは困難である。この問題を解決するためには、高塩濃度の環境中における放射性核種を浄化するための新規な修復材料の開発が必要となる。

微生物の中には、高塩濃度においても細胞周辺に鉱物（バイオ起源鉱物）を生成する好塩菌や耐塩菌などがいる。そこで本研究では、炭酸カルシウム鉱物を生成する菌種を用いて新規な修復材料の開発に取り組んだ。そのため、海水や高塩環境の底泥、排水などから海水条件でバイオ鉱物を生成する菌種を探索した。さらに、探索した菌種あるいは菌種群による海水からの Sr の回収能を実験により調べた。

探索では、模擬海水培地（Marine broth 2216、3.75 g/L; NaCl、30 g/L; 尿素、20 g/L; pH7.6）に Phenol red (12 mg/L) を添加した 1.5%寒天平板培地を用いた。Sr 除去試験は、$SrCl_2$ 溶液（Sr 終濃度 1.0 mM）を添加した模擬海水培地を用い、培養温度 30 度、120 rpm の回転振とうで行った。溶存 Sr 濃度の定量には ICP-AES を用い、培養沈殿物の観察には SEM、TEM および XAFS を用いた。

海洋環境試料を用いた探索により尿素分解微生物として 7 種類の候補株を得た。そのうち 5 株が 7 日間の培養で溶存 Sr の除去能を示した。その中で、培養 1 日で溶存 Sr を初期濃度 1.0 mM から 0.02 mM にまで減少する菌株（KW3b2 株）を得た。KW3b2 株は、塩濃度として 0.3-5.0%NaCl 下で、99%以上の溶存 Sr を除去した。細胞近傍の沈殿物を SEM で観察したところ、10-20 μm ほどの円盤状で Ca と Sr を均一に含んでいた。TEM 観察により、培養沈殿物は針状結晶の集合体であり、さらに SAED パターンから aragonite 構造を持つバイオ鉱物であることが分かった。XANES 解析により、バイオ鉱物中の Sr は Sr イオン及び $SrCO_3$ の化学状態であり、培養時間の経過とともに $SrCO_3$ として存在する割合が高くなったことから、時間の経過とともに $CaCO_3$ に取り込まれていく可能性が示唆された。以上の結果から、分離株が溶存 Sr をバイオ炭酸鉱物として固化除去することを明らかにした。すなわち、海洋由来尿素分解微生物による炭酸塩生成が、海洋など高塩濃度下における放射性 Sr 浄化の有効な手段である。

本発表の一部は、文科省「国家課題対応型研究開発推進事業 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」「環境中放射性核種浄化のための新規な修復材料の開発」の成果である。

---

*Toshihiko Ohnuki[1,2], Naofumi Kozai[2] , Mitsuo Yamashita[3], Takumi Horiike[3], Yuma Dotsuta[3], Satoshi Utsunomiya[4]
[1]TITECH, [2]JAEA, [3]SIT, [4]Kyushu U.

帰還困難区域における除染シミュレーションと将来の線量予測

Decontamination simulations and future dose predictions in the difficult-to-return zone

*山下　卓哉[1]，沢田　憲良[1]
[1]原子力機構

除染活動支援システム「RESET」を用いて実施した、帰還困難区域の除染シミュレーションと将来の空間線量率の予測結果について紹介する。

キーワード：帰還困難区域，除染シミュレーション，RESET，空間線量率減衰の 2 成分モデル

1. 緒言

2016 年 8 月 31 日、政府の原子力災害対策本部は、5 年を目途に避難指示の解除を目指す「復興拠点」の整備等を盛込んだ帰還困難区域の取り扱いに関する基本方針を示した。復興を目指す国や自治体への情報提供を目的に、RESET[1]を用いて帰還困難区域における除染シミュレーションを実施した。

2. 除染シミュレーションと線量率の将来予測

2-1. シミュレーション範囲

除染シミュレーションの範囲は、帰還困難区域全域とし、RESET の 50m メッシュ用いて行った。

2-2. 線量率データ

原子力規制委員会から公開された第 10 次航空機モニタリングデータ（2015 年 11 月 4 日換算）に、地上測定データとの間の統計的な差を補正する係数 0.69 を乗じたものを用いた。

2-3. 除染範囲と除染係数

政府の基本方針では、市町村の実情に応じて復興拠点を設定することになっているが、候補地の選定や比較に利用するため、本除染シミュレーションは帰還困難区域内の全ての宅地と農地を対象に実施した。除染シミュレーションに用いた除染係数は、環境省が 2013 年度に実施した「帰還困難区域における除染モデル実証事業」で測定された 1cm 高さの空間線量率を参考に、宅地と農地全域で 3 とした。また、除染後の線量率の予測には、ウェザリング効果を考慮した「空間線量率減衰の 2 成分モデル」[2]を用いた。

3. シミュレーション結果

図 1 に除染前後の空間線量率とその後の推移を示す。除染により空間線量率が約 60%低減すること、年間の追加被ばく線量が 5mSv（1.0μSv/h）未満の面積が 10%から 54%に増えること、避難指示の基準となる年間 20mSv（3.8μSv/h）を超える面積が 22%から 1%程度に減少すること、除染をしない場合と比較し線量率の低減が 20～30 年早まること等が分かった。

（除染実施時期は 2017 年 4 月とした）

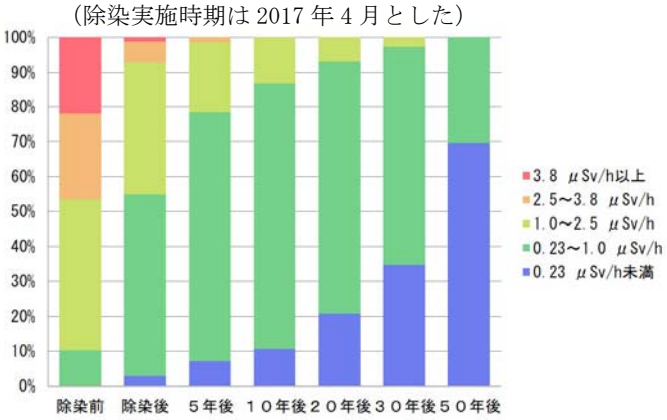


図 1 除染前後の空間線量率とその後の推移

参考文献

[1] 山下卓哉ほか、日本原子力学会 2013 年秋の大会 D18
[2] 木名瀬栄、http://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/10000/9735/45/part3_sum.pdf

*Takuya Yamashita[1], Noriyoshi Sawada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

環境モニタリングデータ情報発信システムの構築

The development of environmental monitoring data base system

*関 暁之、鈴木 健太、高橋 義知、松原 武史、首藤 重雄、斎藤 公明、武宮博
日本原子力研究開発機構

福島第一原発事故に由来する環境モニタリングデータを公開している『放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト 』にて、事故から現在に至るまでの経時変化を知ることができるコンテンツを新たに追加した。

キーワード：放射性物質、空間線量率、分布、時系列変化、データベース

1. 緒言

原子力機構は、関係省庁や地方自治体により独自に公開された福島第一原発事故に由来するデータを自動的に収集するツールを開発して、散在したデータを一元的に集約するとともに、表示形式や精度を統一して相互比較を可能としたデータを作成し、『放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト 』にて WEB 公開している（図 1）。事故から 5 年が経過し、多数の環境モニタリングの結果が集約されており、それらを時間的に解析することで、事故後から現在に至るまでどのように放射性物質の分布が変化してきたかを理解するためのコンテンツを新たに追加した。

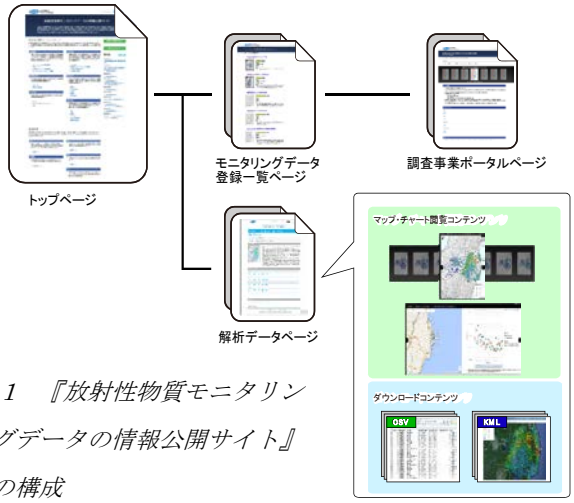


図 1　『放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト』の構成

2. 経時変化グラフ表示機能の追加

データベースに登録されている環境モニタリングデータは、約 100 種類（約 4 億レコード）となった。これらデータのうち、広域かつ定期的に測定されているデータ（放射性物質の分布状況等調査による空間線量率測定、福島県による環境放射線モニタリング・メッシュ調査、放射性物質の分布状況等調査による走行サーベイ、東京電力による走行サーベイ）を対象に、指定したメッシュ内の測定値に係る経時変化のグラフを指数回帰モデルのラインとともに表示するようにした。また、同じ画面には拡大縮小可能な地図をおき、地図上のメッシュを選択することで目的とする地域の線量の変化を容易に追うことができるようにした（図 2）。

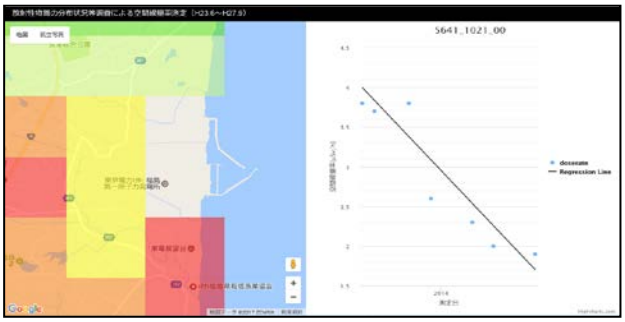


図 2　解析データページにおける経時変化グラフ表示機能のイメージ図

3. 結論

これら経時変化のコンテンツを追加できたのも統一した形式でデータを再整備してきた成果である。今後も新たなデータを整備しつつ、事故後の変化を容易に確認できるコンテンツを整備していく。

*Akiyuki Seki, Kenta Suzuki, Yoshitomo Takahashi, Takeshi Matsubara, Shigeo Suto, Kimiaki Saito and Hiroshi Takemiya
Japan Atomic Energy Agency

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

[1B01-07] Irradiated Material Behaviors

Chair: Yasuhisa Oya (Shizuoka Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 10:00 AM - 11:55 AM Room B (16-102 Building No.16)

[1B01] Irradiation hardening behavior of low-titanium added vanadium alloy irradiated with ions

*Kaoru Tone[1], Ken-ichi Fukumoto[2], Takashi Onitsuka[2], Kouiti Tougou[2], Ryouya Ishigami[3] (1. Fukui university, 2. Researchi Institute of Engineering University of Fukui, 3. THE WAKASA WAN ENERGY RESEARCH CENTER)

10:00 AM - 10:15 AM

[1B02] R&D on material damage monitoring technique by underwater acoustic emission waves

*Takashi Nozawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. QST)

10:15 AM - 10:30 AM

[1B03] Development of design method for brittle fracture performance evaluation of blanket structures

*Takeshi Miyazawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1], Mitsuru Ohata[2] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Osaka University)

10:30 AM - 10:45 AM

[1B04] Correlation between microstructural development of W and W alloys by neutron and ion irradiation

*Akira Hasegawa[1], Makoto Fukuda[1], Taehyn Hwang[1], Shuhei Nogami[1] (1. Tohoku University)

10:45 AM - 11:00 AM

[1B05] Investigtion of irradiation hardening behavior of ion-irradiated F82H by micro-pillar compression test

*Ryuta Kasada[1], Riki Simura[2], Satoshi Konishi[1], Masami Ando[3], Hiroyasu Tanigawa[3] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 3. QST)

11:00 AM - 11:15 AM

[1B06] Irradiation Hardening Behavior of High-dose Ion Irradiated Reduced Activation Ferritic/Martensitic Steel

*Masami Ando[1], Dai Hamaguchi[1], Hideo Sakasegawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1], Hironori Kurotaki[1] (1. QST Rokkasho Fusion Institute Structural Materials Development Gr)

11:15 AM - 11:30 AM

[1B07] Technical issues on the standardization of reduced activation ferritic/martensitic steel F82H

*Hiroyasu Tanigawa[1], Takeshi Miyazawa[1], Hideo Sakasegawa[1], Takanori Hirose[1] (1. QST)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

イオン照射した低チタン添加バナジウム合金の照射硬化挙動

Irradiation hardening behavior of low-titanium added vanadium alloy irradiated with He ion

*利根 薫[1]，福元 謙一[1]，鬼塚 貴志[1]，東郷 広一[1]，石神 龍也[2]

[1]福井大学，[2]若狭湾エネルギー研究センター

核融合炉構造材候補として期待される低放射化バナジウム合金においてスエリングと照射脆化の最適化下バナジウム合金組成を模索するため，低チタンバナジウム合金を製作してイオン照射を行い，ナノインデンター硬さ試験と TEM 観察により検討した．チタン添加量の増加に伴う照射硬化増加と，チタン添加量の現象によるボイド組織の発達が見られた．

キーワード：核融合炉，バナジウム合金，スエリング，照射硬化挙動，ミクロ組織

1. 緒言

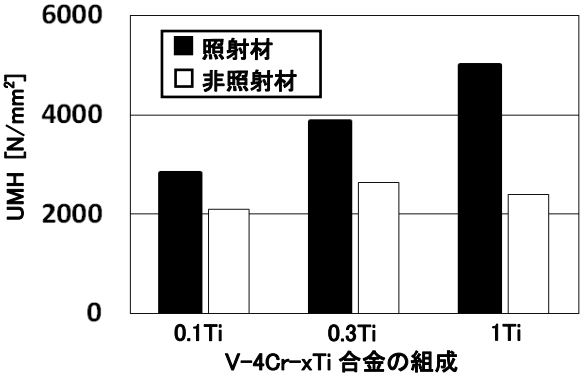
バナジウム合金である V-4Cr-4Ti は低放射化特性および優れた高温強度により，核融合炉ブランケット構造材の候補材として期待されている．製造過程において溶接による V-4Cr-4Ti 中の格子間不純物である O, C, N 等のガス原子が，中性子照射によって形成された転位ループやチタン析出物を形成して周囲に固着することにより，照射硬化が促進して脆性挙動を引き起こす．チタン析出物形成を抑制するためチタンの添加量を減らすと，固溶チタン原子の空孔トラップ効果が小さくなりスエリングを起こしやすくする．本研究では，チタン添加量を抑えかつ耐スエリング特性に優れたバナジウム合金設計指針の開発を目的として，4%Ti 濃度以下の組成でチタン添加量の異なったバナジウム合金を作製して He イオン照射した後，ナノインデンターを用いて照射材と非照射材の硬さ及び照射特性を評価し，バナジウム合金の照射組織発達過程に及ぼすチタン添加量の影響及び，Ti 濃度 4%以下で耐スエリング性を担保できるかを検討した．

2. 実験方法

3 種類のバナジウム合金(V-4Cr-1Ti, V-4Cr-0.3Ti, V-4Cr-0.1Ti)を 2.5mm×11.5mm×0.2mm の寸法にカットし，横型焼鈍炉を用いて 1000℃で 2 時間焼鈍を行った．その後，硫酸メタノール(硫酸：メタノール＝1：5)を用い，テヌポールで 15V，60sec の条件で試料表面の研磨を行った．若狭湾エネルギー研究センターで，タンデム加速器を用いて，500℃で 2MeVHe イオン照射を損傷量 1dpa にて行った． 照射後 EBSD を用いて結晶粒の大きさを調べ，ナノインデンターを用いて押し込み深さ 50nm で超微小硬度試験を行った．超微小硬度試験後，FIB を用いて試料を 0.2μm まで薄膜化し，TEM を用いてミクロ組織観察を行った．超微小硬度試験では，すべり方向<$\bar{1}1\bar{1}$>に最大せん断応力がかかるようにシュミット因子が最大となる結晶粒を EBSD を用いて決定し，照射材と非照射材の硬さ評価を行った．

3. 結論

超微小硬度試験より，照射前後で硬さの変化が見られた． Ti 添加量の増加に伴い，照射後の試料では硬さの増加が見られた(図参照). EBSD を用いて結晶を観察したところ，Ti 添加量を抑えた合金では，結晶粒の粗大化が起きていた． TEM 観察では，V-4Cr-1Ti において Ti バルクの形成と，その他の合金においてボイドの形成が見られた．Ti 添加量を抑えると，V 合金の結晶粒が粗大化した．一方 Ti を 1%以上添加すると，非照射材において 1μm を越える Ti バルク析出物が形成されていたが，マトリックス中に多くの照射欠陥が形成され，照射硬化が促進されると考えられる．V-4Cr-0.1Ti では照射によりボイド形成が認められ、損傷ピーク位置でボイド組織が発達した。V-4Cr-1Ti ではボイド形成は認められないため耐スエリング性は良好であることが示されたが微細照射欠陥集合体の形成による照射硬化寄与が大きい事が示された．本研究のデータとともに，核融合研提供の高純度 V-4Cr-4Ti および高クロム濃度含有した V-Cr-Ti 合金との比較を行った．詳細は当日述べる．



図．照射した V 合金のナノインデンター試験

参考文献

[1] Jin Gao, Lijuan Cui, Farong Wan, , Materials Characterization111(2016)1-7, ELSEVIER

[2] 若井 栄一, 室賀 健夫, 長谷川 晃, J.PlasmaFusion Res. Vol84. No9(2008)571-582

*Kaoru Tone[1], Ken-ichi Fukumoto[1], Takashi Onitsuka[1], Kouichi Tougou[1], and Ryouya Ishigami[2]

[1]Fukui Univ., [2]THE WAKASA WAN ENERGY RESEARCH CENTER.

水中伝播アコースティックエミッション法による
材料損傷モニタリング技術に関する研究

R&D on material damage monitoring technique by underwater acoustic emission waves

*野澤 貴史[1]，谷川 博康[1]
[1]量研機構

水中伝播アコースティックエミッション（AE）を SiC/SiC 複合材料の損傷評価に初めて適用し，破壊位置の特定と損傷蓄積過程を評価した．直接貼り付け法と同様に破損を良く検出することに成功し，複合材料の非破壊検査手法としての一定の適用性を示した．

キーワード：SiC/SiC 複合材料，アコースティックエミッション，損傷評価，非破壊検査

1. 緒言

原子力用 SiC/SiC 複合材料は核融合原型炉の先進ブランケット材料や軽水炉の事故耐性燃料被覆管の有力候補材として期待されている．しかしながら複合材料は擬延性をその破壊の最大の特徴とし，特に永久的な損傷の蓄積が破壊の初期段階から認められることから，損傷蓄積過程の把握が機器の健全性診断と寿命予測において重要となる．これまで直接貼り付け法による AE 法により，複合材料の損傷挙動を明らかにしてきたが，そのき裂源の特定は，材料中を伝播する弾性波の異方性のため，必ずしも精度は良くない．本研究は，損傷時に複合材料から発する AE の液中伝播挙動に着目し，材料の異方性によらない高精度な位置標定手法の確立を最大の目標とし，第一に水中伝播 AE 挙動を明らかにした．

2. 実験方法

化学気相浸透法（CVI）法で作製された SiC/SiC 複合材料を供試材とし，水中にて四点曲げ試験を実施した．その際，水槽表面に複数の AE センサーを配置し，それぞれの AE センサーで検出された液中伝播 AE 信号の到達時間を評価することでき裂発生源の位置標定を行い，破壊に起因する信号とノイズを分離した．次に，破壊に有意な信号について波形解析を行うことで，複合材料の損傷評価を行った．また試験後は，表面のき裂伝播及び破断面の様子を走査型電子顕微鏡にて観察し，破損挙動との関連付けを行った．

3. 結果及び考察

SiC/SiC 複合材料の四点曲げ試験の結果（図 1），初期の弾性変形の後，比例限度を境に非線形挙動を示し，最大荷重点で脆性的に破壊が生じた．破損に起因する AE 信号について，位置標定により選別された破壊に有意な信号を累積エネルギーで整理したとき，比例限度以下から有意な損傷の蓄積開始を検出し，破断まで断続的な損傷蓄積を確認した．本結果は，不可逆的な変形以前に，複合材料内部において局所的に微視的な損傷が発生するものの，マクロ挙動への影響は限定的であることを示すものであり，これまでの直接貼り付けによる AE 試験と同様の結果を与えるものである．

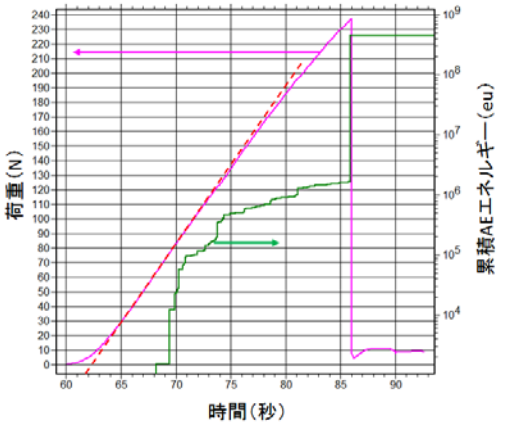


図 1　水中伝播 AE を用いた CVI SiC/SiC 複合材料の四点曲げ強度試験における損傷蓄積挙動の評価例

4. 結論

水中伝播 AE を適用した場合でも，概ね良い位置標定が可能であることを確認し，特に破損開始と良くリンクした AE 信号の検出が達成されたことから，有力な非破壊検査手法として期待される．

*Takashi Nozawa[1] and Hiroyasu Tanigawa[1]
[1]QST

ブランケット構造体の脆性破壊性能評価のための設計手法開発

Development of design method for brittle fracture performance evaluation of blanket structures

*宮澤 健[1]，谷川 博康[1]，大畑 充[2]

[1]量子科学技術研究開発機構，[2]大阪大学

照射硬化を想定したブランケット構造体の脆性破壊性能を評価するための設計手法を開発した。ワイブル応力を指標とすることで、想定き裂を有するブランケット構造体の脆性破壊性能を評価した。

キーワード：ブランケット構造材料，照射硬化，脆性破壊，ワイブル応力

1. 緒言

ブランケット構造材料である低放射化フェライト鋼 F-82H は、約 300℃では照射硬化によって破壊靭性値が低下する。照射による材料劣化がブランケット構造体の脆性破壊性能に及ぼす影響を評価するためには設計手法の開発が必要である。ワイブル応力は塑性拘束の影響を受けない破壊パラメータとして Beremin [1]によって提案されており、任意の形状・寸法を有する構造体の脆性破壊性能評価への応用が期待できる。本研究では、照射後微小破壊靭性試験片から得られた限界ワイブル応力を指標とすることで、想定き裂を有するブランケット構造体の脆性破壊性能を評価することを目的とする。

2. 解析方法

図 1 に示す 8 mm 角の矩形冷却管を有するブランケット筐体の 2 次元構造要素モデルを解析対象とし、筐体内に 15.5 MPa の冷却水圧力が負荷される筐体内漏水事象(In-Box LOCA)について有限要素法弾塑性解析を実施した。安全側の評価として、構造体全体は 300℃で 20 dpa 照射を受け、内圧負荷時では構造体全体は室温であると仮定した。破壊靭性試験片(Hf-1/3PCCVN)の 1/4 対称モデルを解析対象とし、有限要素法弾塑性解析を実施した。

3. 結果と考察

筐体内漏水事象を解析した結果、照射硬化により塑性変形が抑制され、き裂先端近傍の最大主応力は増加し、ワイブル応力が増加する傾向がある。しかしながら、構造体のワイブル応力値から想定される K_J はいずれも 50 MPa $m^{1/2}$ 未満であり、F82H-IEA 照射材の破壊靭性試験から得られた中央値 K_{Jc} = 71 MPa $m^{1/2}$ よりも十分に小さい。講演では、照射後微小破壊靭性試験片の限界ワイブル応力を導出し、ブランケット構造体の想定き裂からの不安定脆性破壊が発生する確率を議論する。

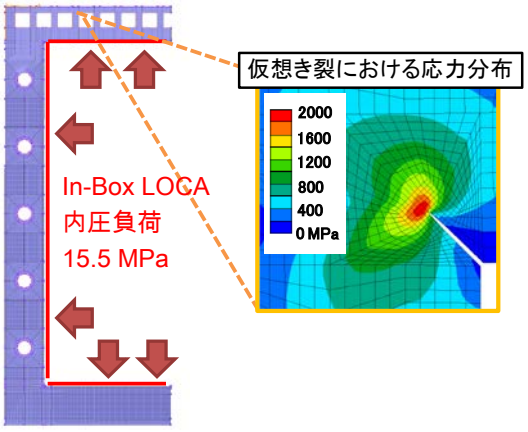


図 1. ブランケット筐体の構造要素モデル

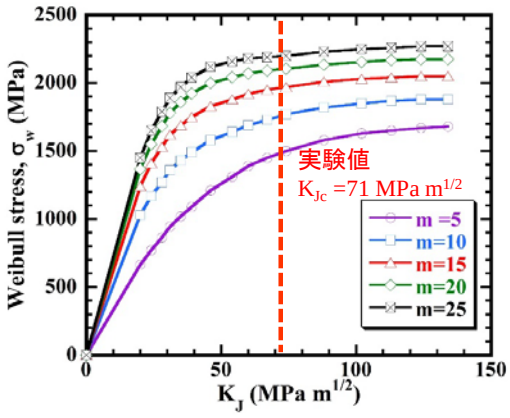


図 2. 破壊靭性試験片解析によるワイブル応力と K_J の関係

参考文献

[1] F.M. Beremin, Metallurgical Transactions A, 14A (1983) 2277-2287.

---

*Takeshi Miyazawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1] and Mitsuru Ohata[2]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2]Osaka University

タングステンおよびタングステン合金における損傷の組織発達における中性子・イオン照射相関に関する研究

Correlation between microstructural development of W and W alloys by neutron and ion irradiation

*長谷川晃[1]，福田誠[1]，黄　泰現[1]　野上修平[1]

[1]東北大学・工

核融合炉ダイバータ用のタングステンにおける中性子照射環境下での挙動を調べるために、中性子照射や重イオン照射が行われているが、その微細組織発達やそれによる照射硬化挙動は、照射温度や照射量によって類似点もあれば相違点も多い。これまで得られた重イオン照射と中性子照射による損傷組織発達について検討を行って、いわゆる照射相関を理解する上で必要な事項をまとめた。

キーワード：ダイバータ、タングステン、中性子照射、重イオン照射

1. 緒言

タングステン（W）およびタングステン合金は核融合炉のダイバータ用の材料として注目され、中性子やイオン照射による損傷の微細組織発達や機械特性に関する多くの研究が現在進められている。それぞれの照射条件においてボイドや転位ループ、析出物などが観察されているが、それらは温度や照射量によって類似点もあれば相違点も多く、統一的な理解が進んでいない。本研究では 1dpa 以下の損傷の組織発達における W 重イオン照射と中性子照射による損傷組織発達について検討を行って、いわゆる照射相関を理解する上で必要な事項を抽出することを目的とした。

2. 方法

検討に用いた照射データは、我々がこれまで純 W および W-xRe-yOs 合金を JMTR および HFIR といった熱中性子束の高い材料試験炉と、高速中性子束の高い常陽で照射した試験片における微細組織とビッカース硬さ測定のデータと、TIARA で W の自己イオンを照射して得られた微細組織とナノインデンテーション硬さのデータと、常陽照射材に対して行ったアトムプローブトモグラフィ（APT）によるレニウム(Re)の照射誘起偏析データである。

3. 結果と考察

非照射においては W 中の Re は 26%Re まで固溶することが知られているが、照射下では σ 相（WRe）や χ 相（WRe_3）が 500～800℃で析出することが原子炉照射で明かになっている。これらの析出物が形成されると転位ループやボイドなどの照射欠陥による照射硬化を大きく上回る照射硬化を生ずると考えられる。析出物の形成は核変換による Re 生成量に依存することから、照射硬化の挙動は図 1 に示すように原子炉の熱中性子束によって照射硬化の現れ方の dpa 依存性が変わってくると考えられる。APT の結果から、常陽で 0. 4dpa の照射でも W-10Re 合金で析出物として同定されない Re の顕著な偏析が観察された。この偏析は W の母相と同じ BCC 構造のため TEM では観察できなかったと考えられる。この偏析領域では σ 相形成組成に達している場合もあり、析出物として結晶構造が変わる条件に損傷量が大きく影響すると考えられる。一方、重イオン照射では 8dpa の照射によっても析出による大きな硬化が認められないことから、照射下における析出物形成に照射速度（dpa/s）が大きく影響していると示唆された。講演においてはこれらの結果を基に、W-Re 系合金における材料特性の変化と損傷の組織発達における中性子・イオン照射相関を考える上で重要な事項をまとめる。

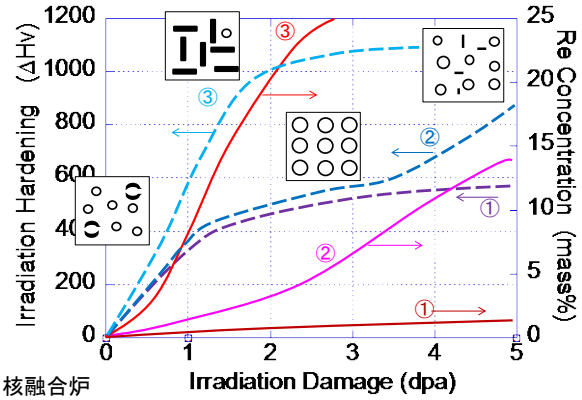


図 1　W の照射硬化に及ぼす損傷組織発達と dpa 依存性の影響

*Akira Hasegawa[1], Makoto Fukuda[1], Hwang Teihyon[1] and Shuhei Nogami[1]

[1]Tohoku University.

マイクロピラー圧縮試験による F82H 鋼のイオン照射硬化挙動評価

Investigation of irradiation hardening behavior of ion-irradiated F82H by micro-pillar compression test

*笠田 竜太[1]，志村 力[2]，小西 哲之[1]，安堂 正巳[3]，谷川 博康[3]

[1]京都大学エネルギー理工学研究所，[2]京都大学エネルギー科学研究科，[3]量研機構

マイクロピラー圧縮試験によって、低放射化フェライト鋼 F82H の自己イオン照射による強度特性変化を調べた。集束イオンビーム加工装置によって直径 1μm、高さ 2μmとなるように、イオン照射表面に加工して作製したピラー部のすべり変形はイオン照射領域に生じていることが確認された。

キーワード：核融合炉材料 ， 照射硬化，イオン照射，マイクロピラー圧縮試験

1. 緒言

イオン照射材における表面深さ数μm 程度の領域の強度特性評価法として、集束イオンビーム加工装置（FIB）によって材料表面にマイクロサイズの柱状試験片（マイクロピラー）を加工し、それに対してフラット型圧子を装着したナノインデンテーション試験機によって圧縮試験を行うことによって直接圧縮強度特性を求める手法の検討を進めている。本報では、Fe イオン照射した低放射化フェライト鋼 F82H に直径 1μm×高さ 2μm のマイクロピラーを作製し、圧縮変形挙動を調べた結果について報告する。

2. 実験方法

用いた試料は、低放射化フェライト鋼 F82H の IEA ヒートである。原子力機構高崎研 TIARA において 10.5MeVFe3+イオン照射を行った。マイクロピラー加工には日立ハイテクサイエンス社製 FIB の FB-2200 を用いた。マイクロピラー圧縮試験には、Agilent Technologies 社製 Nanoindenter G200 に先端が平坦なフラットパンチ圧子を装着して用いた。変形挙動を走査型電子顕微鏡（SEM）によって観察した。

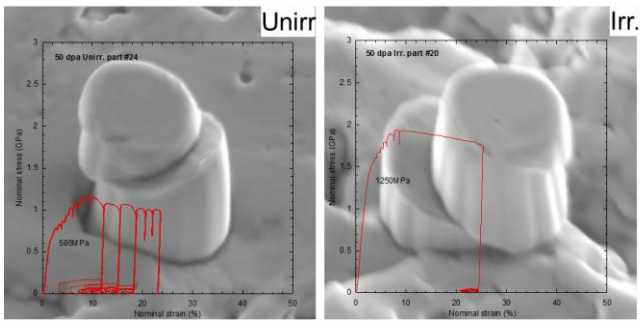


図 1　イオン照射 F82H（50dpa）の非照射部および照射部の圧縮後のマイクロピラーSEM 像と対応する応力ひずみ曲線。

3. 実験結果および考察

イオン照射した F82H より作製したΦ1μm×2μmt のマイクロピラー試験片に対して、ナノインデンテーション装置による圧縮試験を実施し、イオン照射深さ領域のみの変形挙動を評価することが可能となった。また、変位速度制御型試験法を適用することによって、変形中のひずみ速度が一定となり、降伏応力の評価を従来よりも容易かつ正確に行うことが可能となった。また、変形後のマイクロピラーを SEM によって観察したところ、いくつかの粗大すべりが非照射部でも照射部でも見られ、これは応力ひずみ曲線における荷重急減現象と関係している可能性が高いことを見出した。本手法により、静的強度特性に及ぼす照射影響に関して中性子照射実験を補完可能な実験体系が構築された。今後は詳細な変形組織の解析を進める予定である。

---

*Ryuta Kasada[1], Riki Shimurai[2], Satoshi Konishi[1], Masami Ando[3] and Hiroyasu Tanigawa[3]

[1]IAE, Kyoto Univ., [2]Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., [3]QST

重照射された低放射化フェライト鋼 F82H 鋼の照射硬化挙動

Irradiation Hardening Behavior of High-dose Ion Irradiated Reduced Activation Ferritic/Martensitic Steel

*安堂 正己，濱口 大，酒瀬川 英雄，谷川 博康，黒滝 宏紀

（国）量子科学技術研究開発機構

イオン照射実験及び微小硬さ試験により照射硬化の顕著な温度域を中心に 100dpa までの F82H 鋼の照射硬化挙動について、報告済みのデータ（中性子・イオン照射材）との比較も含め取り纏める。

キーワード：低放射化フェライト鋼，照射硬化挙動，イオン照射

1. 緒言

低放射化フェライト鋼（F82H）は，核融合原型炉のブランケット構造材料の第一候補材であり、量研機構では幅広いアプローチ(BA)活動を中心とした開発を進めてきている。これまでの知見より，中性子照射を受けると低放射化フェライト鋼は機械的特性が変化し，特に 300℃付近では、照射による硬化や脆化が生じることがわかってきている。原型炉ではプラズマ側で高い照射量となることが予見されるため、高照射量での照射硬化挙動を把握しておくこと非常に重要である。そこで本研究では主に 300℃, 85dpa まで照射された中性子照射材の照射硬化挙動と、100dpa 程度まで照射されたイオン照射材における照射硬化挙動との比較を行うこととした。

2. 実験方法

供試材は，F82H IEA ヒート鋼，F82H Mod3 及び 0.5-1.4%ニッケル添加 F82H 鋼である。これらについてイオン照射を，量研機構 高崎研究所の TIARA 施設にて，270～400℃の温度域にて実施した。照射後試験は，量研機構 原型炉 R&D 棟内に導入された微小硬さ試験機（ENT-1100a）を用いて、硬さ評価を行い，一部の試験片について透過電子顕微鏡（JEM-2100F）によるミクロ組織観察を行った。中性子照射材については、米国 HFIR 炉で取得されたビッカース硬さ試験結果・引張試験結果を用いて比較を行った。

3. 結果・考察

300℃・85dpa で中性子照射された F82H IEA 鋼の硬さの結果は、20dpa までの同温度での硬さの結果と比較しても、照射硬化はほぼ飽和傾向となることが示された。一方で、100dpa 程度までイオン照射された F82H 鋼の微小硬さも同様の傾向を示し，そのミクロ組織観察から、ラス内に 10nm 程度の微小な転位ループ及びドット状欠陥が観察された。一方、ニッケル添加 F82H 鋼では、300℃より低い温度で著しく硬化が生じるが、その後照射量が増加するにつれて硬化量は飽和傾向に達することがわかっており，中性子照射材でも同様の傾向となることが明らかとなった。講演ではこれらの知見を基に、F82H 鋼の硬化機構について検討を試みた結果についても報告する予定である。

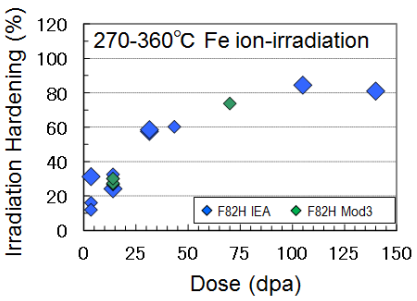


図1 F82H鋼の照射硬化量の温度依存性

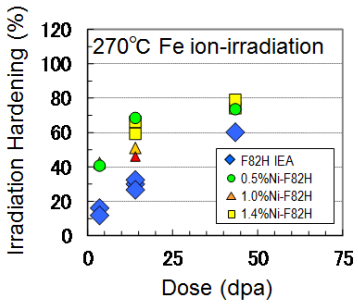


図2 ニッケル添加 F82H鋼の照射硬化量の温度依存性

*Masami Ando, Dai Hamaguchi, Hideo Sakasegawa, Hiroyasu Tanigawa and Hironori Kurotaki

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

低放射化フェライト鋼 F82H の材料規格化における技術課題

Technical issues on the standardization of reduced activation ferritic/martensitic steel F82H

*谷川 博康，宮澤健， 酒瀬川 英雄，廣瀬 貴規
量研機構

低放射化フェライト鋼 F82H は、核融合炉ブランケット構造材料の候補材料として一定の見通しが得られつつあるが、構造材料として性能を保証するには技術課題が残る。本講演では原型炉にむけた F82H の材料規格化における技術課題について報告する。

キーワード：核融合炉、ブランケット構造材料、F82H、材料規格

1. 緒言

低放射化フェライト鋼 F82H は、組成提案から約 30 年にわたって核融合炉ブランケット構造材料の候補材料として開発が進められてきている。これまで蓄積された照射データからは短寿命で使用中止となるような極端な照射効果は確認されていない。一方、炉内構造物の構造材料としては、設計要求に対応した性能および品質を保証することが求められる。最終的には原型炉構造材料としての性能保証が求められるが、直近の課題として ITER テストブランケットモジュール（TBM）の構造材料としての性能保証が必要である。本講演では、これらへの対応を目標とした F82H の材料規格化における技術課題について報告する。

2. F82H 開発の現状

低放射化フェライト鋼 F82H は 0.1C-8Cr-2W-0.2V-0.04T を基本組成として開発されてきた。近年、靭性、耐照射性および安定性の観点から最大許容 Ta 量を 0.1wt%まで拡大し、さらに Ta 酸化物を中心とした介在物除去を目的とした ESR 等の再溶解プロセスの採用を推奨している。データベース整備状況としては、IEA ラウンドロビン試験に提供した F82H-IEA ヒートを中心として、引張、衝撃、クリープ、疲労特性の他、物理特性についてのデータベースが整備されており、Mod9Cr－1Mo 鋼とほぼ同等の性能を有することが示されている。一方、照射データベース整備においては、F82H-IEA ヒートを中心に最大 87dpa までの引張データ、20dpa までの靭性データが取得済であり、一定の耐照射性を有すること、特に 0.1wt%まで Ta を添加した鋼は、0.04Ta 材に比べて優れた耐照射性を有することが示されている。

3. 材料規格化における技術課題

材料規格化の観点でデータベース整備状況を既存の耐熱鋼規格を参照して評価した場合、F82H の大部分のデータが厚板のデータであり、実際に構造で利用される管や薄板等の部材形状のデータが極めて少ないことが課題として挙げられる。照射データベース整備においても、大部分が IEA ヒートのデータであること、100℃間隔のデータ取得にとどまっている点、データ取得が規格化されていない微小試験片評価法により取得されている点が課題として挙げられる。核融合中性子照射効果評価は、最終的には核融合中性子源によるデータ取得が必要であるが、その実現には 10 年以上かかり、且つ、照射体積も極めて限られている。そこで、原子炉照射により蓄積された照射データを核融合中性子照射データと同等であると仮定できる照射条件範囲を模擬照射実験やモデリング計算により予測し、その利用限界を定める方針である。

---

*Hiroyasu Tanigawa, Takeshi Miyazawa, Hideo Sakasegawa and Takanori Hirose
QST

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

[1B08-14] Permeation and retention characteristics of hydrogen isotopes

Chair: Bun Tsuchiya (Meijo Univ.)
Mon. Mar 27, 2017 2:45 PM - 4:40 PM Room B (16-102 Building No.16)

[1B08] Study on self-healing type functional interface structures for fusion blanket systems

*Masatoshi KONDO[1], Teruya Tanaka[2], Yoshimitsu Hishinuma[2], Akio Sagara[2], Yoshihito Matsumura[3], Takeo Muroga[2] (1. Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy, 2. National Institute for Fusion Science, Department of Helical Plasma Research, 3. Tokai university)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B09] Deuterium permeation behavior and its Fe-ion irradiation effect in yttrium oxide coating prepared by magnetron sputtering

*Takumi Chikada[1,2], Jan Engels[3], Anne Houben[3], Seira Horikoshi[2], Jumpei Mochizuki[2], Hikari Fujita[1], Moeki Matsunaga[1], Sosuke Kondo[4], Kiyohiro Yabuuchi[4], Yasuhisa Oya[1,2] (1. Fac. Sci., Shizuoka Univ., 2. FZJ, 3. Grad. Sch. Integrated Sci. Technol., Shizuoka Univ., 4. Kyoto Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B10] Deuterium permeation behavior in Er_2O_3-ZrO_2 composite coating fabricated by metal organic decomposition

*Jumpei Mochizuki[1], Seira Horikoshi[1], Hikari Fujita[2], Moeki Matsunaga[2], Yasuhisa Oya[1,2], Takumi Chikada[1,2] (1. Shizuoka University, Graduate School of Integrated Science and Technology, 2. Shizuoka University, Faculty of Science)

3:15 PM - 3:30 PM

[1B11] Corrosion behavior of tritium permeation barrier coatings fabricated by a liquid phase method in liquid lithium-lead

*Moeki Matsunaga[1], Seira Horikoshi[2], Jumpei Mochizuki[2], Hikari Fujita[1], Yasuhisa Oya[1,2], Takayuki Terai[3], Kanetsugu Isobe[4], Takumi Hayashi[4], Takumi Chikada[1,2] (1. Fac. Sci., Shizuoka Univ., 2. Grad. Sch., Shizuoka Univ., 3. Sch. Eng., Univ. Tokyo, 4. QST)

3:30 PM - 3:45 PM

[1B12] Corrosion behavior of tritium permeation barrier coating in static liquid Li-Pb and post-corrosion deuterium permeation measurement

*Seira Horikoshi[1], Moeki Matsunaga[1], Jumpei Mochizuki[2], Hikari Fujita[2], Yasuhisa Oya[1,2], Takumi Chikada[1,2] (1. Graduated School of Integrated Science and Technology, Shizuoka University, 2. Faculty of Science, Shizuoka University)

3:45 PM - 4:00 PM

[1B13] CO_2 absorption characteristics of Li_2ZrO_3 and Li_2TiO_3 blanket candidate materials

*HODAKA NAKAMURA[1], TSUBASA TAKEDA[1], KOHKI FUJIWARA[1], AKIRA TANIIKE[1], YUICHI FURUYAMA[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences Kobe University)

4:00 PM - 4:15 PM

[1B14] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

Jae-Hwan Kim[1], *Tsuyoshi Hoshino[1], Suguru Nakano [1], Yoshiaki Akatsu [1], Mitsutaka Miyamoto [2],

©Atomic Energy Society of Japan

Masaru Nakamichi [1] （1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Shimane University）

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

自己修復性を有する機能性界面構造の基礎的検討

Study on self-healing type functional interface structures for fusion blanket systems

*近藤 正聡[1], 田中 照也[2], 菱沼 良光[2], 相良 明男[2], 松村 義人[3], 室賀 健夫[2]
[1]東京工業大学, [2]核融合科学研究所, [3]東海大学

核融合炉液体ブランケットシステムにおける長寿命トリチウム透過防止界面として、自己修復性を有する機能性界面構造の基礎的検討を行った。金属イットリウム及びジルコニウム基盤上に形成される酸化被膜の機能性被覆としての性能を、高温大気環境下酸化試験や液体金属鉛浸漬試験等により明らかにした。

キーワード：液体ブランケット, トリチウム透過防止膜, 酸化, 腐食, 機能性被覆

1. 緒言 核融合炉の液体ブランケットシステムのトリチウム(T)移行対策としてセラミクスコーティング型 T 透過防止バリアが開発されてきた。しかし、共存性が課題であり、液体金属環境下において長期間使用することは困難である。本研究の目的は、長寿命のトリチウム移行制御界面として運転時自己修復性を備えた機能分担型界面構造を開発する事である。図 1 にその構造の一例を示す。熱交換器伝熱管表面に、イットリウム(Y)やジルコニウム(Zr)をライニングし、その表面に熱力学的に安定な酸化被膜層を形成させる構造である。この時、最表面の酸化被膜層が水素透過防止膜や耐食層として機能を分担し、その下のライニング層は酸化物層破壊時に新たな酸化被膜層を形成する事で構造を再生する機能を分担する。本研究では、Y と Zr の金属基板が形成する酸化被膜層について、核融合炉ブランケットの機能性被覆としての性能を、高温条件酸化試験や液体金属浸漬試験等により評価した。

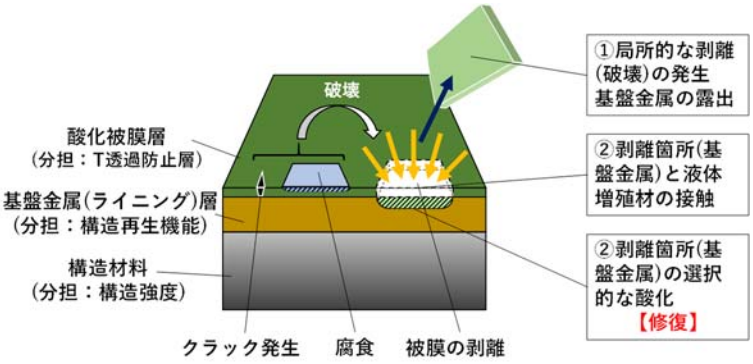


図 1 機能分担型界面構造の一例

2. 実験条件 Y と Zr の金属基板の酸化特性を明らかにするために、773K の大気環境化で 300 時間から 1000 時間の酸化試験を実施した。。次に、同様のプロセスで形成した ZrO_2/Zr 試験片の液体金属鉛浸漬試験(698-873K, 458hour)を実施した。この時、液体金属環境下における酸化被膜の成長や破壊の挙動を電気化学インピーダンス法によりオンラインで評価した[1]。ZrO_2/Zr の T 透過防止性能試験は NIFS の水素透過試験装置を用いて実施する計画である。

3. 実験結果 酸化試験後の Y と Zr 試験片の断面光学顕微鏡観察の結果の一例を図 1 に示す。Y 表面上には約 90μm の厚さでクラックを多数有する酸化被膜が形成されており、一方で Zr 上には約 10μm の厚さの緻密な組織の酸化被膜が形成されていた。これらから、表面の酸化速度は Y の方が大きいが、酸化被膜の安定性としては ZrO_2/Zr の方が優れているといえる。ZrO_2/Zr の鉛環境下浸漬試験については、浸漬中の電気化学インピーダンス(EIS)計測の結果と浸漬後の材料組織観察の結果から, 周方向のクラックが浸漬直後に多数発生するものの、優れた安定性を有する事が示唆された。

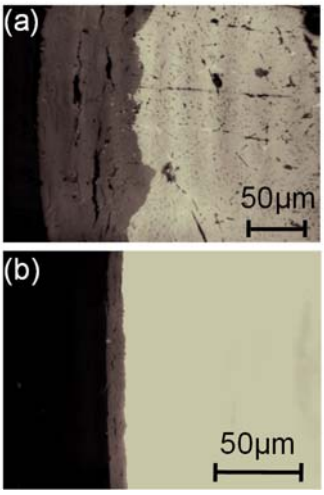


図 2 大気環境下(773K)の酸化試験の結果,
(a) Y_2O_3/Y (357 hr),
(b) ZrO_2/Zr (268hr)

4. 結論 自己修復性を備える機能分担型界面構造の酸化特性と液体金属環境下における安定性について試験を実施した。組織観察や EIS 計測により ZrO_2/Zr が優れた特性を有している事を明らかにした。

参考文献

[1] Masatoshi Kondo, Narumi Suzuki, Yuu Nakajima, Teruya Tanaka, Takeo Muroga. In-situ impedance measurement of corrosion interface in liquid metals, Fusion Engineering and Design, Fusion Engineering and Design, Elsevier, Vol. 89, pp. 1201-1208 (2014).

*Masatoshi KONDO[1], Teruya TANAKA[2], Yoshimitsu HISHINUMA[2], Akio SAGARA[2], Yoshihito MATSUMURA[3] and Takeo MUROGA[2]

[1]Tokyo Tech., [2]NIFS and [3]Tokai univ..

マグネトロンスパッタリング法で作製した酸化イットリウム被覆中の重水素透過挙動とその鉄イオン照射効果

Deuterium permeation behavior and its Fe-ion irradiation effect in yttrium oxide coating prepared by magnetron sputtering

*近田 拓未[1,2]，Engels Jan[3]，Houben Anne[3]，堀越 清良[2]，望月 惇平[2]，藤田 光[1]，松永 萌暉[1]，近藤 創介[4]，藪内 聖皓[4]，大矢 恭久[1,2]

[1]静岡大学理学部，[2]静岡大学大学院総合科学技術研究科，[3]ユーリッヒ研究センター，[4]京都大学

マグネトロンスパッタリング法で酸化イットリウム被覆を作製し、微細構造分析と重水素透過測定を行った。また、鉄イオン照射した被覆試料の検討を通して、照射が水素同位体透過挙動へ与える影響を調べた。

キーワード：トリチウム，透過，被覆，酸化イットリウム，イオン照射

1. 緒言

核融合炉燃料システムからのトリチウム透過を低減するために、構造材料表面にトリチウム低透過性の被覆を施す技術が提案され、酸化エルビウム（Er_2O_3）被覆を中心に詳細な水素同位体透過挙動が明らかにされてきた。さらに近年では、より放射化の小さい酸化イットリウム（Y_2O_3）等、他のセラミックス材料を用いた被覆の挙動が調べられつつある。本研究では、マグネトロンスパッタリング（MS）法で作製した Y_2O_3 被覆について水素同位体透過測定を行うとともに、鉄イオン照射した被覆試料の微細構造と透過挙動を調べた。

2. 実験

低放射化フェライト鋼 F82H 板材上に高周波 MS 法で膜厚約 650 nm の Y_2O_3 被覆試料を作製した。重水素透過試験は、過去の研究[1]と同様 300～700 ºC において実施した。また、京都大学の複合ビーム材料照射装置 DuET にて 6.4 MeV の Fe^{3+}を被覆への損傷量が 1 dpa となるまで室温～600 ºC で照射し、重水素透過試験および各種微細構造分析に供した。

3. 結果・考察

本研究で作製した試料および過去に各種成膜手法で作製された Er_2O_3 および Y_2O_3 被覆試料[1,2]について、図に重水素透過係数を比較した結果を示す。MS 法で作製した Y_2O_3 被覆の透過係数は、過去に気相法で作製された Er_2O_3 被覆および液相法で作製された Y_2O_3 被覆と比較して同等または低く、剥離や亀裂の少ない緻密な被覆試料が作製されたことが示された。また、成膜後に高真空下で熱処理することで、被覆の結晶性が変化することが明らかになった。発表では、鉄イオン照射試料の結果を含めて透過挙動の詳細を報告する。

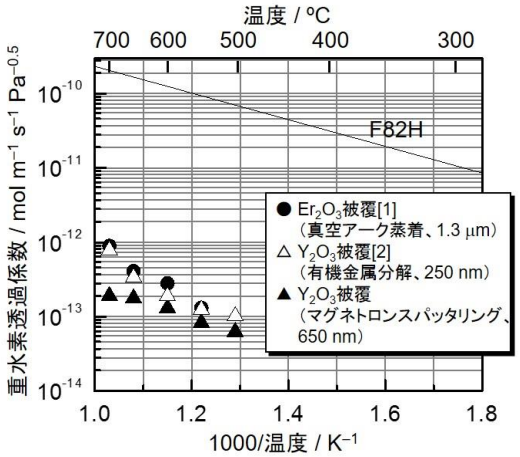


図　Y_2O_3 被覆試料および過去の各種被覆試料の重水素透過係数

参考文献

[1] T. Chikada, et al., Nucl. Fusion 51 (2011) 063023.

[2] T. Chikada, et al., Nucl. Mater. Energy 9 (2016) 529–534.

*Takumi Chikada[1,2], Jan Engels[3], Anne Houben[3], Seira Horikoshi[2], Jumpei Mochizuki[2], Hikari Fujita[1], Moeki Matsunaga[1], Sosuke Kondo[4], Kiyohiro Yabuuchi[4] and Yasuhisa Oya[1,2]

[1]Fac. Sci., Shizuoka Univ., [2]Grad. Sch. Integrated Sci. Technol., Shizuoka Univ., [3]FZJ, [4]Kyoto Univ.

有機金属分解法で作製した酸化エルビウム－酸化ジルコニウム複合被覆中の重水素透過挙動

Deuterium permeation behavior in Er_2O_3-ZrO_2 composite coating fabricated by metal organic decomposition.

*望月 惇平[1]，堀越 清良[1]，藤田 光[2]，松永 萌暉[2]，大矢 恭久[1,2]，近田 拓未[1,2]
[1]静岡大院総，[2]静岡大理

核融合炉ブランケットシステムにおけるトリチウム透過低減被覆の研究として、有機金属分解法により酸化エルビウムと酸化ジルコニウムを用いた複合被覆試料を作製し、重水素透過試験を通して被覆の層構造と重水素透過挙動の関係を調べた。

キーワード：トリチウム，透過，被覆，酸化エルビウム，酸化ジルコニウム

1. 緒言：D-T 核融合炉の実現において、ブランケットおよび配管からのトリチウム透過漏洩の低減は極めて重要であり、これまで様々な手法でトリチウム低透過性の被覆の研究が行われてきた。有機金属分解法（MOD 法）は配管等への成膜の実績があり、過去の研究において酸化エルビウム（Er_2O_3）等の薄膜で高いトリチウム透過低減性能が示されている[1,2]。しかし、これらの高い透過低減性能は 600 ºC 以上の高温領域で示されており、実炉環境においては十分な透過低減性能が発揮されないことが懸念される。そこで本研究では、600 ºC 以下の低温領域においても高い透過低減性能を得ることを目的として、Er_2O_3 及び過去の研究で Er_2O_3 より低い温度で透過低減性能の向上を示した酸化ジルコニウム（ZrO_2）の複合被覆を作製し、水素同位体透過挙動を調べた。

2. 実験：低放射化フェライト鋼 F82H 基板を高純度アルゴンと水素の混合雰囲気下で加熱し表面に酸化クロムを生成させた後に、MOD 法で加熱処理の回数を変化させた成膜パラメータの異なる二種類の Er_2O_3 と ZrO_2 の複合被覆試料の作製を行った。走査型電子顕微鏡による表面および断面観察、X 線回折による結晶構造分析を行ったあと、ガス透過法による重水素透過試験により水素同位体透過挙動の評価を行った。

3. 結果：図に Er_2O_3,ZrO_2 複合被覆試料および未被覆の基板における重水素透過率の温度依存性を示す。熱処理を 1 回行った試料 A では、初回の 400 ºC での透過試験において基板に対して約 1/200 の透過低減が確認され、高温領域では過去の研究と同様に 1/1000 程度の透過低減性能が示された。一方、熱処理を 2 回行った試料 B では、初回の 400 ºC の試験から約 1/8000 の透過低減性能が確認され、高温領域においても高い透過低減性能は維持された。本発表では、この透過低減性能の差に関して微細構造分析の結果を含めて議論する。

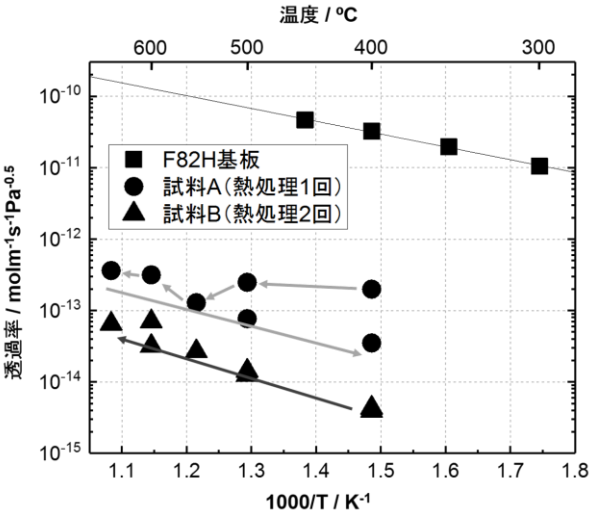


図. Er_2O_3－ZrO_2 複合被覆試料の重水素透過率

参考文献

[1] T. Chikada *et al*., Fusion Eng. Des. 85 (2010) 1537–1541.
[2] T. Chikada *et al*., Nucl. Mater. Energy 9 (2016) 529–534.

*Jumpei Mochizuki[1], Seira Horikoshi[1], Hikari Fujita[2], Moeki Matsunaga[2], Yasuhisa Oya[1, 2], Takumi Chikada[1, 2]
[1]Grad. Sch., Shizuoka Univ., [2]Fac. Sci., Shizuoka Univ.

液相法で成膜したトリチウム透過低減被覆のリチウム鉛中腐食挙動

Corrosion behavior of tritium permeation barrier coatings fabricated by a liquid phase method in liquid lithium-lead

*松永 萌暉[1]，堀越 清良[2]，望月 惇平[2]，藤田 光[1]，大矢 恭久[1,2]，寺井 隆幸[3]，磯部 兼嗣[4]，林 巧[4]，近田 拓未[1,2]

[1]静岡大理，[2]静岡大院総，[3]東大院工，[4]量研機構

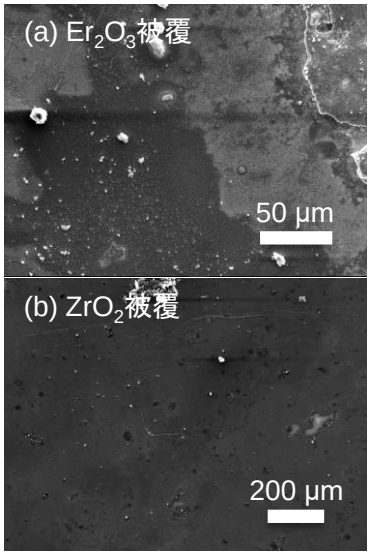
有機金属分解法によって酸化エルビウム、酸化イットリウムおよび酸化ジルコニウム被覆を低放射化フェライト鋼基板上に成膜した。これらに対して液体リチウム鉛中で 400～600 ºC、50～200 時間の条件下にて静置場浸漬試験を実施し、浸漬後の試料の分析からリチウム鉛による被覆の腐食挙動を調べた。

キーワード：リチウム鉛，腐食，被覆，酸化エルビウム，酸化イットリウム，酸化ジルコニウム

1. 緒言：高熱効率のリチウム鉛（Li-Pb）ブランケットシステムの実現に向け、配管およびブランケット筐体へトリチウム低透過性および Li-Pb 耐食性の被覆を施すことが検討されている。これまでに被覆中の詳細な水素同位体透過挙動が明らかになってきている一方、Li-Pb による腐食挙動に関する報告は少ない。そこで本研究では、配管等への成膜が可能であり、過去の研究で高い水素同位体透過低減性能が示されている有機金属分解（MOD）法によって、低放射化フェライト鋼 F82H 基板上に酸化エルビウム（Er_2O_3）、酸化イットリウム（Y_2O_3）および酸化ジルコニウム（ZrO_2）被覆を成膜し、静置場での Li-Pb 浸漬試験を実施することで、被覆の Li-Pb 中における腐食挙動を調べた。

2. 実験：F82H 基板上に Er_2O_3 被覆、Y_2O_3 被覆および ZrO_2 被覆を MOD 法によって成膜した[1]。これらを Li-Pb（原子数比 15.7：84.3）と共に純鉄坩堝内に封入し、400～600 ºC、50～200 時間にて静置場浸漬試験を行った。試験後に走査型電子顕微鏡（SEM）を用いた試料の表面観察およびエネルギー分散型 X 線分光法による試料表面の元素分析を行った。

3. 結果：図に Er_2O_3 被覆および ZrO_2 被覆試料の 500 ºC、100 時間の浸漬試験後の試料表面の SEM 像を示す。100 時間の浸漬試験後、Er_2O_3 被覆試料では 400～500 ºC において部分的な被覆の剥離が観察されたが、550～600 ºC では被覆は完全に剥離した。一方、ZrO_2 被覆試料については、400～500 ºC において被覆の剥離はほとんど見られず、550～600 ºC では剥離が起こった面積は増大したものの、被覆は試料表面のほぼ全体に観察された。これらの結果より、ZrO_2 被覆は腐食の影響が小さく、Er_2O_3 より Li-Pb 耐食性が高いことが明らかとなった。被覆の腐食は Li-Pb との接触面で反応が起こり複合酸化物を形成して進行すると考えられることから、ZrO_2 の Li-Pb との反応性は低く、より高い耐食性を有することが示唆された。発表では、Y_2O_3 被覆の浸漬試験後の結果もあわせて報告する。



図． 500 ºC、100 時間の Li-Pb 浸漬試験後の(a) Er_2O_3 および (b) ZrO_2 被覆の表面 SEM 像

参考文献

[1] T. Chikada *et al*., Journal of Nuclear Materials 442 (2013) 592–596.

* Moeki Matsunaga[1], Seira Horikoshi[2], Jumpei Mochizuki[2], Hikari Fujita[1], Yasuhisa Oya[1, 2], Takayuki Terai[3], Kanetsugu Isobe[4], Takumi Hayashi[4], Takumi Chikada[1, 2]

[1]Fac. Sci., Shizuoka Univ., [2]Grad. Sch., Shizuoka Univ., [3]Sch. Eng., Univ. of Tokyo, [4]QST

トリチウム透過低減被覆の静置場液体リチウム鉛中腐食挙動および腐食後重水素透過測定

Corrosion behavior of tritium permeation barrier coating in static liquid Li-Pb and post-corrosion deuterium permeation measurement

*堀越 清良[1]、松永 萌暉[2]、望月 惇平[1]、藤田 光[2]、大矢 恭久[1,2]、近田 拓未[1,2]
[1]静岡大院総、[2]静岡大理

トリチウム透過低減被覆として研究が進められている Er_2O_3 被覆、および Er_2O_3-Fe 被覆に対して、液体 $Li_{15.7}Pb_{84.3}$ 中で 50～1500 時間の静置場浸漬試験を実施し被覆の腐食挙動を調べた。また、浸漬試験後の試料に対して重水素透過試験を行うことで、腐食による重水素透過挙動への影響について検討した。

キーワード：リチウム鉛、腐食、透過、被覆、 酸化エルビウム

1. 緒言：核融合炉液体ブランケットにおけるトリチウム（^3H）の透過漏洩および増殖材による腐食の低減を目的として、配管等に ^3H 低透過性および耐食性の被覆を施すことが検討されている。被覆の候補材料として有望な酸化エルビウム（Er_2O_3）に関する研究では、Er_2O_3 薄膜上に鉄（Fe）を被覆することによって、Li-Pb との共存性が向上されることが報告されている[1]。本研究では、より詳細な Er_2O_3 被覆、および Er_2O_3-Fe 被覆の腐食挙動について調べるとともに、長時間の浸漬試験を実施した試料における重水素透過測定を行うことで腐食による被覆の微細構造変化と透過挙動について検討した。

2. 実験：低放射化フェライト鋼 F82H および JLF-1 平板上に真空アーク蒸着法を用いて膜厚 1～3 μm の Er_2O_3 被覆を成膜したのち、マグネトロンスパッタリング法により Fe 膜（1 μm）を成膜、または Fe 箔（10 μm）で覆うことで Er_2O_3-Fe の二層構造の被覆を作製した。これらの試料を 30 cc 程度の Li-Pb（原子数比 15.7：84.3）と共に浸漬容器内に封入し、550～600 ºC で 50～1500 時間の静置場浸漬試験を実施した。試験終了後の試料は、酢酸とエタノールの混合溶液、または Li を用いて洗浄し、SEM/EDS による表面および断面の観察と元素分析を行った。また、550 ºC で 1000 時間浸漬した Er_2O_3-Fe 被覆について、重水素ガス透過法によって重水素透過測定を行った。

3. 結果：図に 600 ºC、50 時間浸漬後の Er_2O_3 被覆の表面 SEM 像を示す。被覆の表面に直径 200～300 nm 程度の微粒子が多数観察され、静置場 Li 浸漬後の Er_2O_3 焼結体表面に生成した $LiErO_2$ 粒子の大きさ[2]と一致したことから、これらの腐食生成物は $LiErO_2$ であると考えられる。また、550 ºC、1000 時間浸漬後の Er_2O_3-Fe 被覆では、試料表面の大部分で Fe の層が消失していたが、Er_2O_3 層の膜厚の減少は 0.1 μm 程度であった。この浸漬後 Er_2O_3-Fe 被覆試料に対する重水素透過試験では 600 ºC において透過が減少し、未被覆基板に対して 1/5000 程度の透過低減性能を示した。

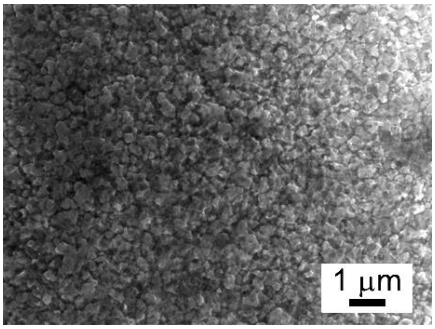


図. 600 ºC で 50 時間 Li-Pb 浸漬した Er_2O_3 被覆の表面 SEM 像

参考文献

[1] T. Chikada *et al., Fusion Eng. Des.* 88 (2013) 640–643.

[2]M. Nagura *et al., Fusion Eng. Des.* 84 (2009) 1384-1387.

* Seira Horikoshi[1], Moeki Matsunaga[2], Jumpei Mochizuki[1], Hikari Fujita[2], Yasuhisa Oya[1, 2], Takumi Chikada[1, 2]
[1]Grad. Sch., Shizuoka Univ., [2]Fac. Sci., Shizuoka Univ.

固体ブランケット候補材料 Li_2ZrO_3 と Li_2TiO_3 の CO_2 吸収特性

CO_2 absorption characteristics of Li_2ZrO_3 and Li_2TiO_3 blanket candidate materials

*中村 穂高 ， 武田 翼 ， 藤原 滉基 ， 谷池 晃 ， 古山 雄一
神戸大学大学院海事科学研究科

ブランケット候補材料である Li_2ZrO_3 と Li_2TiO_3 の焼結体試料を作製し、低密度から中密度の Li_2ZrO_3 試料を種々の雰囲気(CO_2 ガス、大気、乾燥空気、湿潤空気)に曝露した。それらの試料に対して NRBS、ERDA を用いて分析を行い、CO_2 吸収量や組成変化を調べた。Li_2ZrO_3 試料及び Li_2TiO_3 試料で得られた結果について報告する。

キーワード：ブランケット候補材料、Li_2ZrO_3、Li_2TiO_3、CO_2 吸収、NRBS、ERDA

1. 緒言

固体ブランケット候補材料である Li 金属化合物は、室温で大気中の CO_2 を吸収することが分かっている[1]。ブランケット材が CO_2 を吸収すると、材料表面に Li_2CO_3 の層が生成されるため、トリチウム生産効率が低下する可能性がある。本研究では、候補材料の Li_2ZrO_3 と Li_2TiO_3 の CO_2 吸収特性について、非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)、反跳粒子検出法(ERDA)を用いて調べた。

2. 実験

実験試料は、それぞれの材料ごとに固相反応を用いて作製し、種々の密度試料を得た。それら試料を室温で CO_2 ガス、大気、乾燥空気、湿潤空気の 4 つの雰囲気で長時間の曝露を行った。200 時間曝露毎に NRBS を用いて分析を行い、試料表面近傍の元素組成と CO_2 吸収量を調べた。NRBS スペクトルから算出した炭素面密度を CO_2 吸収量として評価した。また ERDA を用いて、曝露前後の試料において表面近傍の水素分布を調べた。

3. 結果・考察

各曝露雰囲気における 50%T.D.程度の低密度 Li_2ZrO_3 試料の炭素面密度の時間変化を図 1 に示す。この図において、縦軸は炭素面密度、横軸は曝露時間である。低密度 Li_2ZrO_3 試料は全ての曝露雰囲気下で、曝露時間の増加に伴って CO_2 を吸収し、炭素面密度が増加していることが観察された。CO_2 ガス曝露と大気曝露の Li_2ZrO_3 試料は炭素吸収量がほぼ同程度である。このことから、Li_2ZrO_3 は室温の大気中で CO_2 を選択的に吸収していることが考えられる。また、湿潤空気曝露試料と乾燥空気曝露試料の 1800 時間曝露後の炭素面密度を比較すると、湿潤空気曝露試料の炭素面密度は 1.9×10^{18} [cm^{-2}]であり、乾燥空気曝露試料の炭素面密度 1.1×10^{18} [cm^{-2}]の約 2 倍である。曝露雰囲気の湿度が高いほど、CO_2 の吸収速度と長時間曝露後の CO_2 吸収量が大きくなることが考えられる。低密度 Li_2ZrO_3 試料に見られた大気中で CO_2 を選択的に吸収することと、曝露雰囲気中の湿度が高いほど CO_2 の吸収速度と曝露後の CO_2 吸収量が大きくなるという結果は、低密度 Li_2TiO_3 試料においても観察された。2 種類の材料の 2000 時間曝露後の CO_2 吸収量を比較すると、どの曝露雰囲気下でも、Li_2ZrO_3 の CO_2 吸収量が Li_2TiO_3 の CO_2 吸収量よりも大きい。本講演では、これらの結果に加え、試料密度が CO_2 吸収特性に及ぼす影響、2 種類の材料の CO_2 吸収特性の違いについて報告する。

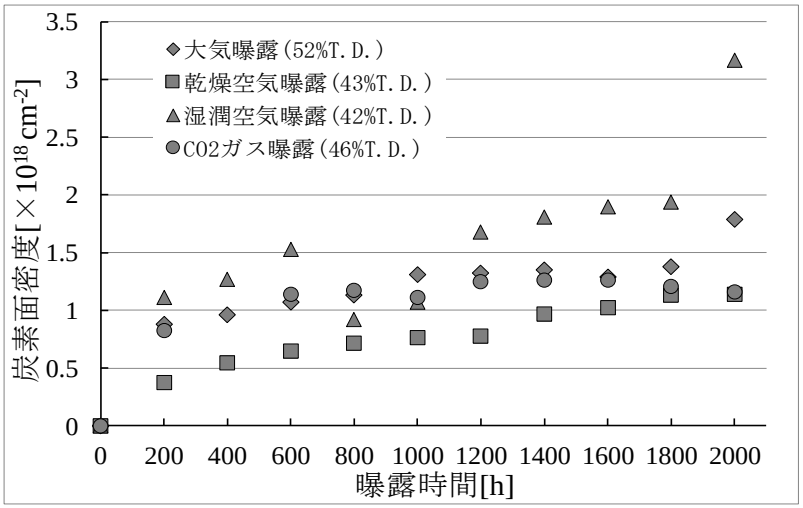


図 1 各曝露雰囲気における低密度 Li_2ZrO_3 試料の炭素面密度の時間依存性

参考文献

[1] Y. Furuyama, et.al, Journal of Nuclear Materials 442 (2013) S442-S446

*HODAKA NAKAMURA, TSUBASA TAKEDA, KOHKI FUJIWARA, AKIRA TANIIKE, YUICHI FURUYAMA
Graduate School of Maritime Sciences Kobe University

ITER-BA 活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状
(22) Be-Ti-V 系の 3 元系ベリライド微小球の重水素保持特性

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(22) Deuterium retention property of Be-Ti-V ternary beryllide pebbles

*金宰煥[1], 星野　毅[1], 中野　優[1], 赤津　孔明[1], 宮本　光貴[2], 中道　勝[1]

量子科学技術研究開発機構[1], 島根大学[2]

現在、高温での安定性に優れたベリリウム金属間化合物(ベリライド)の製造技術の開発研究及びその特性評価を進めている。本発表では、Be-Ti-V系の3元系ベリライドに着目し、Be相を含まない$Be_{12}Ti_{0.3}V_{0.7}$及び$Be_{12}Ti_{0.1}V_{0.9}$組成の微小球を用いて重水素イオン照射による重水素保持特性の評価結果について報告する。

キーワード：原型炉、中性子増倍材、ベリライド、重水素照射、重水素保持特性

1. 緒言：原型炉（DEMO）開発に向けた先進中性子増倍材料として、高温での安定性に優れたベリライドの製造技術の開発研究及びその特性評価をITER-BA活動を中心に進めている。今回は、Be-Ti-V系の３元系ベリライドに着目し、$Be_{12}Ti_{0.3}V_{0.7}$及び$Be_{12}Ti_{0.1}V_{0.9}$組成の微小球を用いて重水素イオン照射による重水素保持特性の評価結果について報告する。

2. 実験法：前回、Be-Ti-V系の３元系ベリライド微小球の造粒試験の結果、$Be_{12}Ti_{0.3}V_{0.7}$及び$Be_{12}Ti_{0.1}V_{0.9}$微小球は、安定性に優れた$Be_{12}Ti$相と$Be_{12}V$相の 2 相で構成されており、高温での水蒸気との安定性に優れていることを明らかにした。今回は、その微小球を用いて水素保持特性を調べるため、重水素イオン照射による昇温脱離ガス分析（TDS）を実施した。照射試験条件としては、3 keVのD_2^+イオンを照射量 1×10^{20}～1×10^{22} D/m^{2}で実施した。照射後、微小球試料を四重極型質量分析計（QMS）が設置されている高真空の管状炉に移し、300～1200 Kの温度範囲で 1 K/sの昇温速度でTDS実験を実施した。また、1×10^{22} D/m^{2}で照射した微小球を 0.2、1 及び 5 K/sの昇温速度でTDS実験を行い、アレニウスの式を用いた重水素脱離に関する見かけの活性化エネルギーを求めた。

3. 結果及びまとめ：3 元系ベリライドの微小球の重水素保持特性を調べた結果、3 元系ベリライド微小球が Be 微小球より低温側での重水素放出ピークを有することが分かった（図 1)。照射量に対する全体保持量を比較した結果、3 元系ベリライド微小球の方が Be 微小球より低いことを明らかにした（図 2）。さらに、重水素脱離に関する見かけの活性化エネルギーを求めた結果、Be 微小球に比べ、ベリライド微小球の活性化エネルギーが低いことが分かった。これらの結果から、3 元系ベリライドは Be よりも重水素保持特性が小さく、トリチウムインベントリーを低くできることが明らかになった。

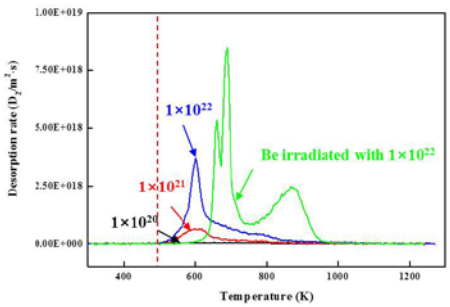


図 1 $Be_{12}Ti_{0.3}V_{0.7}$微小球の重水素放出ピーク

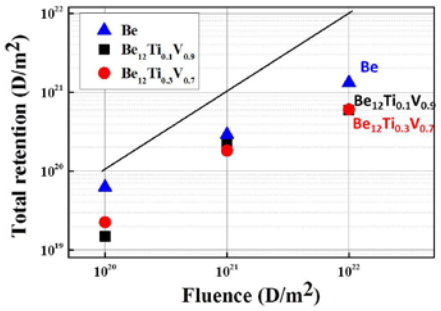


図 2　重水素保持特性

*Jae-Hwan Kim[1], Tsuyoshi Hoshino[1], Surugu Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Mitsutaka Miyamoto[2], Masaru Nakamichi[1]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (QST), [2]Shimane University

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

[1B15-19] Tritium breeding materials

Chair: Takumi Chikada (Shizuoka Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 4:40 PM - 6:00 PM Room B (16-102 Building No.16)

[1B15] Characterization of Novel Advanced Tritium Breeders Using a Solid Solution of $Li_{2+x}TiO_{3+y}$ with Li_2ZrO_3

*Tsuyoshi Hoshino[1] (1. QST)

4:40 PM - 4:55 PM

[1B16] Compatibility between Solid Breeder (Lithium Titanate or Lithium Oxide) and Structural Material (F82H)

*Kazuhiro Fudemae[1], Takayuki Terai[1], Wei Mao[1] (1. Department of Nuclear Engineering &Management, School of Engineering, The University of Tokyo)

4:55 PM - 5:10 PM

[1B17] Lithium vaporization behavior of lithium composite oxide as tritium breeder materials of thermonuclear fusion reactors

*kiyoto sin-mura[1], yu otani[1], shunsuke honda[1], kouhei naruse[1], tsuyoshi hoshino[2], kazuya sasaki[3] (1. Tokai univ., 2. QST, 3. hirosaki univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[1B18] Study on Quantity Fabrication and Purity Control of Pb-Li Alloys as Fusion Liquid Breeder

*ChangHo PARK[1], Masatoshi KONDO[2], Takashi NOZAWA[1], Hiroyasu TANIGAWA[1] (1. QST, 2. Tokyo Institute of Tech.)

5:25 PM - 5:40 PM

[1B19] Numerical analyses on transient responce for the enrichment process of lithium isotopes by displacement chromatography

*Takahiko Sugiyama[1] (1. Graduate School of Engineering, Nagoya University)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

革新的先進トリチウム増殖材料 $Li_{2+x}TiO_{3+y}$ 及び Li_2ZrO_3 固溶体の特性評価

Characterization of Novel Advanced Tritium Breeders Using a Solid Solution of $Li_{2+x}TiO_{3+y}$ with Li_2ZrO_3

*星野 毅[1]

[1]量研機構

化学的安定性に優れ、高い Li 原子密度も有する新たな先進トリチウム増殖材料として期待される、Li 添加型 Li_2TiO_3($Li_{2+x}TiO_{3+y}$)に Li_2ZrO_3 を固溶した微小球を製造し、そのトリチウム放出特性を評価した結果、放出トリチウムの化学形の約 99%が取扱いの容易な HT ガス成分であることを明らかにした。

キーワード：先進トリチウム増殖材料、リチウムセラミックス、固溶体、微小球、エマルジョン法

1. 緒言

核融合炉使用環境下でも化学的に安定な先進トリチウム増殖材料の微小球製造技術開発を、「幅広いアプローチ (BA)活動」の一環として実施している。候補材料の一つである Li 添加型 Li_2TiO_3($Li_{2+x}TiO_{3+y}$)は、真空等の複雑の焼結プロセスが必要のため、高い Li 原子密度を維持しつつ、トリチウム放出特性に優れた 5 ミクロン以下の結晶粒を有する新たな先進トリチウム増殖材料として、$Li_{2+x}TiO_{3+y}$ に 20wt%Li_2ZrO_3 を混合した固溶体微小球をエマルジョン法にて製造し、そのトリチウム放出特性を評価した。

2. 実験

製造した固溶体微小球 422.4g(直径：1.16mm、焼結密度：83.4%、圧壊強度：30.4N)のトリチウム放出特性を評価するため、高温照射試験が可能な照射容器を製作し、ブランケット使用温度である 300～900℃に加熱しながら、トリチウム回収用の 1%水素-ヘリウム混合ガスをパージし、DT 中性子を 5 時間照射した。

3. 結論

トリチウム放出特性を評価した結果、主に、核融合燃料として取扱いが容易なガス成分(HT)として放出されることを明らかにした(図 1)。一方、処理プロセスが複雑となる水成分(HTO)は最大約 1%と、従来の Li_2TiO_3 の場合(600℃測定にて約 30%)と比較して極めて少量であるとともに、微小球中の残留トリチウム量は、高温になるほど少なくなり、トリチウム放出特性に優れていることを明らかにし、革新的先進トリチウム増殖材料($Li_{2+x}TiO_{3+y}$ に 20wt%Li_2ZrO_3 を混合した固溶体)開発に見通しを得た。

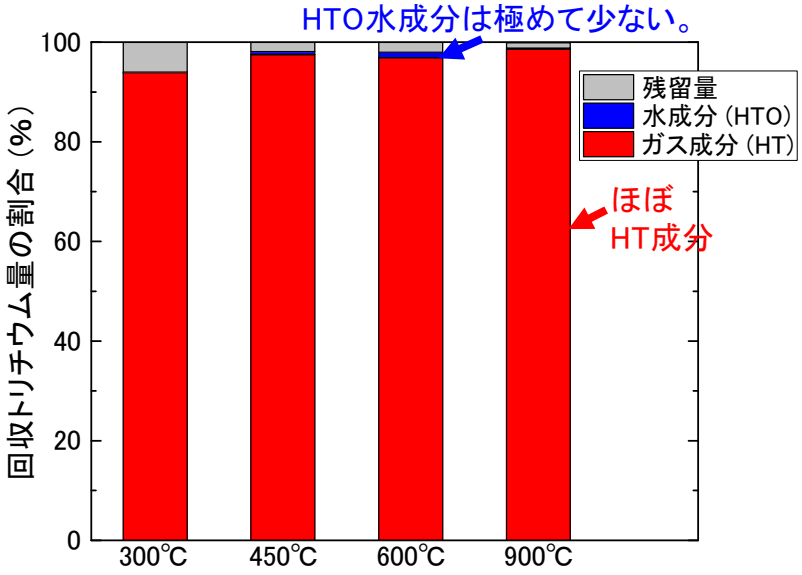


図 1 固溶体微小球からのトリチウム放出成分の温度依存性

*Tsuyoshi Hoshino[1]

[1]QST

固体増殖材リチウム過剰チタン酸リチウムおよび酸化リチウムと構造材 F82H との共存性

Compatibility between Solid Breeder (Lithium Titanate or Lithium Oxide) and Structural Material (F82H)

*筆前　和大[1]、寺井　隆幸[1]、毛　偉[1]
[1]東京大学工学系研究科原子力国際専攻

本研究では固体増殖ブランケットの安全性評価のために重要な、Li 過剰 Li_2TiO_3 および Li_2O と F82H の共存性を見るために、高温で長時間保持する実験と、実験を再現した体系に対して計算機を用いたシミュレーションを行った。その結果、$LiCrO_2$ が形成されることが明らかになった。

キーワード：固体増殖材、F82H、Li_2TiO_3、Li_2O

1. 背景

核融合炉ブランケットにおいて、機械強度に影響を与える構造材(F82H)と増殖材(Li 過剰 Li_2TiO_3, Li_2O)の共存性を調査することは必要不可欠である。本研究では、従来の報告より実機に近い条件で実験を行うことに加えて、シミュレーションを用いることで構造材と増殖材の共存性を理解することを目的とした。

2. 実験

Li 過剰 Li_2TiO_3(Li/Ti 比=2.27)および Li_2O と F82H を接触させた状態で He+0.1%H_2 ガス気流下にて、温度を 400℃に保って実験を行った。試験時間は 500h、1000h、2000h、3000h、4000h の 5 通りとした。実験後の試料を XRD、SEM/EDX、SIMS を用いて分析したところ、表面に主に $LiCrO_2$ が形成され、内部では Fe が減少し、Cr や O が増加している層が形成されていることが確認できた。図のように網目状に反応層が形成している試料も見られた。

3. 計算

2 で行った実験を模擬した系でコンピュータシミュレーションを行った。MALT for Windows 中の gem を用いて熱力学的計算を行ったところ、本実験の体系では $LiCrO_2$ が主に生成されることが分かった。分子動力学、および NEB 法を用いたシミュレーションでは F82H 中の Cr が O や Li の拡散に大きく影響を及ぼしている可能性が示唆された。いずれの計算結果も 2 の実験結果と矛盾の無いものとなった。

4. 考察

F82H と Li 過剰 Li_2TiO_3 および Li_2O の反応では $LiCrO_2$ が生成されることが実験と計算で確認できた。また、反応層が網目状になっている試料がいくつか確認できたが、これは計算結果を考慮すると、F82H 中の Cr の影響が大きいと思われる。加えて、拡散距離や腐食の深さと反応量は Li 過剰 Li_2TiO_3 と接触していた F82H よりも Li_2O と接触していた F82H でより大きく、はっきりとした違いが見られた。これは Li_2O の Li や O の化学ポテンシャルが Li 過剰 Li_2TiO_3 のそれよりも大きいために、Li や O が F82H 内部へとより深く拡散したものと考えられる。

5. 結論

実験と計算を用いて F82H と Li 過剰 Li_2TiO_3 および Li_2O の共存性について調査した。その結果、F82H 内に $LiCrO_2$ が生成されることが分かった。

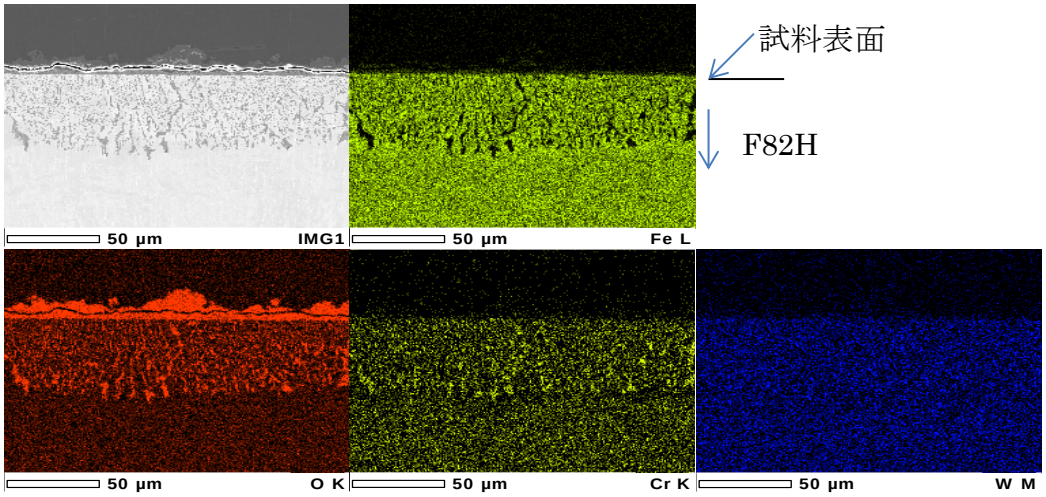


図　400℃×1000h　Li_2O と接触していた F82H 試料断面 SEM/EDX 像

*Kazuhiro Fudemae[1], Takayuki Terai[1] and Mao Wei[1]
[1]The University of Tokyo, Department of Nuclear Engineering and Management

熱核融合炉トリチウム増殖材料としての Li 複合酸化物のリチウム蒸発挙動

Lithium vaporization behavior of lithium composite oxide as tritium breeder materials of thermonuclear fusion reactors

*新村　潔人[1]，大谷　由宇[1]，本多　駿資[1]，成瀬　公平[1]，星野　毅[2]，佐々木　一哉[3]
[1]東海大学，[2]量研機構，[3]弘前大学

高い Li 原子密度が要求される熱核融合炉用トリチウム増殖材料の代表的候補材料に関し、最高使用温度における Li 蒸発挙動を検討する。

キーワード：トリチウム増殖材料，リチウム蒸発，核融合炉、リチウム原子密度

1. 緒言

トリチウム増殖材料にはトリチウム増殖比の観点から高い Li 原子密度が要求される。核融合原型炉用の先進トリチウム増殖材料の第一候補材料は Li_2TiO_3 に Li を過剰添加した $Li_{2+x}TiO_3$ であるが[1]、更なる Li 原子密度も有する材料開発も進められている。そこで本研究では、トリチウム増殖材料の最高使用温度（900℃、1% H_2/He）での熱処理による Li 種の蒸発速度と結晶相変化に基づき、高リチウム原子密度を有する各種トリチウム増殖材料の Li 蒸発挙動を実験的に検討する。

2. 実験方法

Li_2TiO_3、$Li_{2.05}TiO_3$、Li_2ZrO_3、Li_8ZrO_6、β-Li_5AlO_4 の焼結体を作製し、管状炉内 1%H_2/He 気流中に 900˚C で保持した。その後、熱処理を中断して室温での質量減少を測定し、Li 種の蒸発速度を見積もった。試料を粉砕後に粉末 X 線回折分析し、Li 蒸発による相変化を評価した。

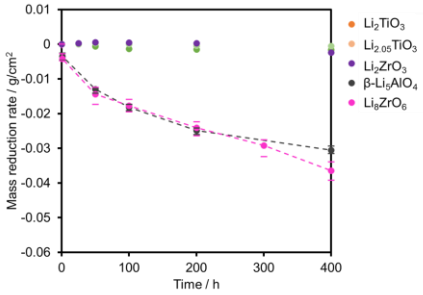


Fig. 1　単位表面積からのリチウム種の蒸発による質量減少率

3. 実験結果および結論

焼結体の表面からの Li 蒸発に伴う質量減少率を Fig. 1 に示す。Li_2TiO_3、$Li_{2.05}TiO_3$、および Li_2ZrO_3 は、質量変化が殆どなく安定であった。一方、Li 原子密度が高い Li_8ZrO_6（0.69 Li-g/cm^3）の焼結体では、はじめ Li 種の蒸発により $Li_6Zr_2O_7$ を経て Li_2ZrO_3 へ変化し、加熱初期における Li 原子密度の低下が観察されたが、焼結体表面が Li_2ZrO_3 に覆われると Li 種の蒸発速度は緩やかとなった。また、β-Li_5AlO_4（0.62 Li-g/cm^3）の焼結体も、短時間の熱処理で表面近傍が $LiAlO_2$ へと相変化しながら Li 原子密度が比較的早く減少したが、焼結体表面が $LiAlO_2$ で覆われるとその減少速度が緩やかとなった。これらの結果より、Li の蒸発速度と初期の Li 原子密度により算出する直径 1 mm の緻密な β-Li_5AlO_4 と Li_8ZrO_6 の焼結体の Li 原子密度を算出したところ、$Li_{2.05}TiO_3$ 焼結体よりも高い水準を維持した(Fig. 2)。したがって、このような Li 種の蒸発挙動の結果、これらの焼結体が $Li_{2.05}TiO_3$ 焼結体よりも高い Li 原子密度を維持する可能性を有する。

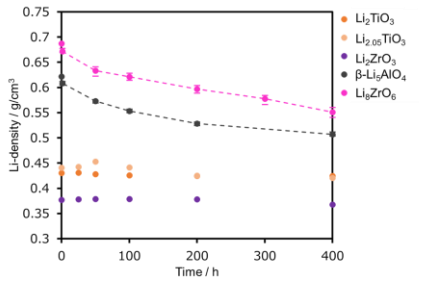


Fig. 2　Li原子密度により算出する直径1 mmの緻密焼結体のLi原子密度の推定値

参考文献

[1] T. Hoshino, et al., Fusion Engineering and Design, 82 (15−24) (2007) 2269−2273.

---

*Kiyoto Shin-mura[1], Yu Otani[1], Shunsuke Honda[1], Kouhei Naruse[1], Tsuyoshi Hoshino[2] and Kazuya Sasaki[1]
[1]Tokai Univ., [2]QST., [3]Hirosaki Univ.

鉛リチウム燃料増殖材の純度制御及び大量合成手法に関する研究

Study on Quantity Fabrication and Purity Control of Pb-Li Alloys as Fusion Liquid Breeder

*朴 昶虎[1], 近藤 正聡[2], 野澤 貴史[1], 谷川 博康[1]

[1]量研機構, [2]東工大

鉛リチウム合金（lead-lithium, Pb-Li alloy）は，その優れた核特性から原型炉の液体燃料増殖材として期待されている．低レベルの酸素濃度下でも高温流れ場を持つ液体鉛リチウム合金と接する候補構造・機能材である鋼材及びSiC材等の腐食挙動の評価から，鉛リチウム合金に含まれている酸化物等の溶存不純物や介在物が共存性に特定の影響を及ぼす事が分かった．高純度の粒状原料を用いた鉛リチウム合金の品質管理及び大量合成手法を確立し，合成に成功した純度が異なる2種類（4N及び5N）の鉛を用いた純度の異なる2タイプの鉛リチウム合金の化学的特性の評価を行った．

キーワード：増殖材，鉛リチウム合金，合成，純度制御

1. 緒言 鉛リチウム合金型燃料増殖材の課題として鉛リチウム合金内のリチウム濃度や溶存不純物の混入は，従来の研究から候補構造・機能材との共存性，溶存トリチウム輸送等に特定の影響を及ぼすと想定される．溶存不純物の混入を抑制した高純度鉛リチウム合金を大量合成する為には，密度や化学特性が大きく異なる鉛とリチウムを均一に混合しながら反応させる溶融条件が求められる高度な技術を要する．しかし，鉛リチウム合金の純度管理の知見が不十分であるため明らかにされていない．それゆえ高純度鉛リチウム合金の大量合成手法の確立は重要な課題の一つである．本研究では，原型炉開発に向けて高純度の粒状原料を用いた鉛リチウム合金の品質管理の上，大量合成手法を確立するとともに，ブランケットに初期装填する鉛リチウム合金の品質管理に関する知見を取得する事である．

2. 実験条件 1L級の大量鉛リチウム合金の高純度合成には，粒状原料への溶存不純物の混入抑制の為，5Nの高純度Arガスを充填したグローブボックス内（酸素濃度≦5ppm，湿度≦-80℃）で17at.%リチウムの目標組成の原料を計量後，十分混合してから容易した原料交換部への密閉を行った．グローブボックス内から取り出した原料交換部は，連続真空・ベーキングによる減圧条件下の金属粒攪拌混合装置の上部に接結してから，合成部まで原料を落下・導入し，原料の融点から350℃程度維持して溶融後，自動上下の攪拌が可能である攪拌棒の下部にマッシャー型ステンレス板を付け，大量合成の効率性を高めた．

3. 結論 純度が異なる2種類（4N及び5N）の鉛を用いた2タイプの17at.%リチウム濃度である目標組成の鉛リチウム合金の合成に成功した．2タイプの鉛リチウム合金内の溶存不純物や介在物の化学的挙動の評価を行う為，合成中，冷却温度変更点から合金固化温度等を求め，状態図からリチウム濃度を推測した．また，5Nの鉛リチウム合金の場合，4Nの合金より合成後のマッシャー上部に形成されるリチウム農富層の量は極めて少なかった．更に，本発表では，前回報告した4Nの鉛リチウム合金の切断面でのICP分析結果から得られたリチウム濃度分布の結果（17±5at.%）と比べ，5Nの鉛リチウム合金の切断面での結果を含め，各合金の溶存不純物や介在物，偏析分布等の分布分析の結果から定量的な評価を行い，目的とする組成の鉛リチウム合金の品質管理に関する大量合成に与える重要な知見を明らかにする．

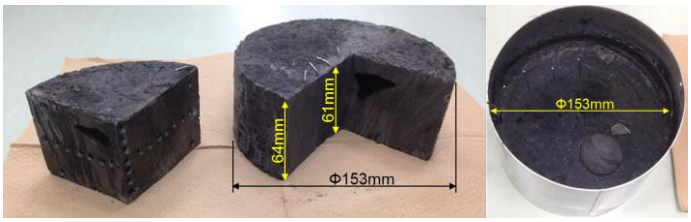


図1 合成した切断後の4N鉛リチウム合金及び5N鉛リチウム合金

---

*ChangHo PARK[1], Masatoshi KONDO[2], Takashi NOZAWA[1], and Hiroyasu TANIGAWA[1]

[1]QST, [2]Tokyo Institute of Tech.

置換クロマトグラフィー法によるリチウム同位体濃縮プロセスの過渡応答解析

Numerical Analyses on Transient Response for the Enrichment Process of Lithium Isotopes by Displacement Chromatography

*杉山 貴彦[1]
[1]名古屋大学大学院工学研究科

核融合ブランケット材料製造を目的とした置換クロマトグラフィー法によるリチウム同位体濃縮プロセスについて，供給抜き出しを考慮した過渡応答を数値計算により解析した．所定の吸着帯長さおよび展開速度などの運転条件において，分離パワーを最大とする最適な供給抜き出し割合があることがわかった．

キーワード：リチウム同位体，ブランケット，置換クロマトグラフィー，同位体濃縮，数値計算

1. 緒言　核融合炉ブランケット材である 6 リチウムの同位体濃縮を目的として，置換クロマトグラフィー法の研究を行っている．この方法による同位体濃縮プロセスでは，原料の供給と製品の抜き出しは間欠的である．すなわち，吸着帯を展開して所定の濃度分布を達成した後，吸着帯の前端と後端から製品を抜き出し，吸着帯の中ほどに原料を供給する．その後再び吸着帯を展開し，所定の濃度分布を再形成する（図 1）．供給抜き出しの割合は，製品の濃縮度と濃度分布の再形成に大きく影響する．本研究では，供給抜き出しの割合が分離性能に及ぼす影響を数値シミュレーションにより評価することを目的とした．

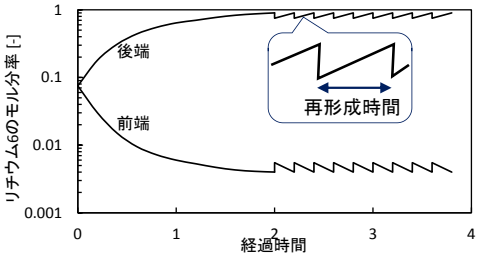


図 1 置換クロマトグラフィー法による濃縮プロセスの運転イメージ

2. 解析手法　液相中および固相中の物質収支式を差分化し，数値的に解くことにより各相中の濃度分布の経時変化を計算した．吸着帯内を一定の距離展開した後，計算を中断し，供給抜き出し操作を行った．供給抜き出しにより変形した濃度分布を初期条件として，再び一定の距離展開する計算を行った．抜き出し液中の平均濃度を用いて濃縮側分離係数 α と減損側分離係数 β を計算した．分離性能の指標として分離パワーδUを式(1)により計算した．ここで，Lは抜き出し流量である．

$$\delta U = L\frac{\beta(\alpha-1)\log_e\beta-(\beta-1)\log_e\alpha}{\alpha\beta-1} \qquad (1)$$

3. 結果と考察　内径 8 mm のカラムに直径が 350 μm のクリプタンド樹脂を充填し，濃度が 0.5 mol dm^{-3}，^{6}Li の存在比が 0.079 の塩化リチウムの水溶液を 0.5 cm^{3}min^{-1} で流した場合の結果を図 2 に示す．吸着帯長さは 1 m，抜き出しは，展開 2 m 毎（2.45 h 毎）に行い，抜き出し割合を吸着帯容量に対する割合で定義した．抜き出し割合を大きくするほど，製品流量を増やすことができるが，その一方で，吸着帯内の濃度分布の発達が不十分となり，分離係数が小さくなる．この計算条件においては，抜き出し割合が 12% の場合に分離パワーが最大値 0.14 mmol/h となった．

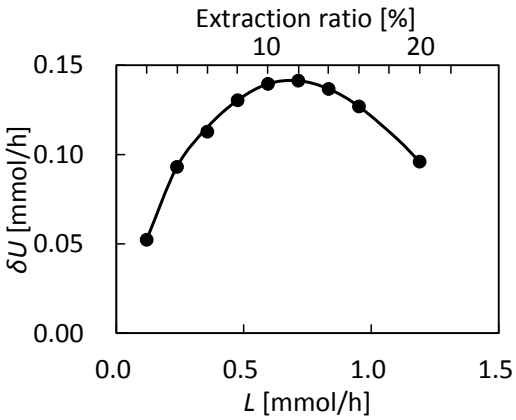


図 2 分離パワーの評価

4. 結論　供給抜き出しのある置換クロマトグラフィープロセスによるリチウム濃縮について，数値解析を行い，分離パワーを最大とする最適な供給抜き出し割合があることがわかった．

*Takahiko Sugiyama[1]
[1]Graduate School of Engineering, Nagoya University

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-3 Application of Beams, Target

[1C01-05] Application of Neutron and Ion Beam

Chair: Kai Masuda (Kyoto Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 10:40 AM - 12:00 PM Room C (16-203 Building No.16)

[1C01] Neutron imaging of water penetration in concrete by compact neutron source

*Yuichi Yoshimura[1,2,3], Maki Mizuta[2], Hideyuki Sunaga[2], Yoshie Otake[2], Noriyosu Hayashizaki[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. RIKEN, 3. Topcon Corporation)

10:40 AM - 10:55 AM

[1C02] Development of Moisture Distribution Measurement Technology for Social Infrastructure using Mobile Linac-driven Neutron Source

*Jean-Michel Antoine Bereder[1], Yuya Mitsuya[2], Katsuhiro Dobashi[2], Yasushi Tanaka[3], Yuya Takahashi[4], Jo Kusano[5], Mitsuru Uesaka[1] (1. Dept. of Nuclear Engineering and Management, Tokyo Univ., 2. Dept. of Nuclear Professional School, Tokyo Univ., 3. Institute of Industrial Science, Tokyo Univ., 4. Dept. of Civil Engineering, Tokyo Univ., 5. Accuthera Inc.)

10:55 AM - 11:10 AM

[1C03] R&D and commissioning of the MIEZE-type neutron spin echo spectrometer at J-PARC MLF BL06

*Tatsuro Oda[1], Masahiro Hino[1], Yuji Kawabata[1], Hitoshi Endo[2], Norifumi L Yamada[2], Hideki Seto[2] (1. Research Reactor Inst., Kyoto Univ., 2. IMSS, KEK)

11:10 AM - 11:25 AM

[1C04] Study on flow characteristics of high speed water jet simulating neutron source target of Boron Neutron Capture Therapy

*Yuki Maehara[1], Minoru TAKAHASHI[2], Masatoshi KONDO[2] (1. Department of nuclear engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for advanced nuclear energy, Tokyo Institute of Technology)

11:25 AM - 11:40 AM

[1C05] In-Situ Analysis of Total Li Depth Profiles in Thin Films Stacked Li Ion Batteries under Operation by Means of Combined Techniques of Transmission ERD and RBS with MeV Heavy Ions

*Kenji Morita[1], Bun Tsuchiya[2], Yasuaki Hirata[3], Junji Ohnishi[3], Ysutoshi Iriyama[3], Takuya Majima[4], Hidetsugu Tsuchida[4] (1. Nagoya Industrial Science Research Institute, 2. Meijo University, 3. Nagoya University, 4. Kyoto Univeristy)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

小型中性子源によるコンクリートに浸透する水のイメージング

Neutron imaging of water penetration in concrete by compact neutron source

*吉村 雄一[1,2,3]，水田 真紀[2]，須長 秀行[2]，大竹 淑恵[2]，林崎 規託[1]

[1]東工大院，[2]理研，[3]トプコン

劣化を促進させるコンクリート中の水の挙動を捉えることで、インフラの安全で持続的な維持に資することを目的に、小型中性子源 RANS による中性子イメージングを実施した。その結果、コンクリート中の鉄筋有無など、水の浸透性状が異なる幾つかの状況を捉えることができた。

キーワード：中性子，小型中性子源，水，コンクリート

1. はじめに

酸素や塩分は水の浸透と共に内部に運ばれコンクリート構造物の劣化である鉄筋腐食の原因となる。そのためコンクリート内における水の浸透深さや速度を測定することは劣化の過程を評価することにつながると考えられる。そこでコンクリートを透過して水に高い検出感度を持つ中性子を用いて理研線形加速器駆動小型中性子源 RANS による中性子イメージングを実施した。

2. 小型中性子源による水のイメージング

RANS から出力された中性子線をコンクリート供試体に照射し、透過した中性子線を検出器である中性子イメージインテンシファイアにてデジタル画像に変換した。今回は鉄筋コンクリート供試体（サイズ:70×70×100mm）における吸水過程を観察した（図 1)。供試体を金属容器内に配置し中性子線を 3 分間照射して透過イメージを撮影した。そして容器に水を注いだ後、3 分/枚毎に計 2 時間連続撮影を行い、時間変化する水の浸透度合を捉えることに成功した。注水 2 時間後の供試体の水の透過イメージを図 2 に示す。底面から高さの 1/3 程度まで水が浸透していること、断面中央に配置された鉄筋周りの水位が比較的高いことが確認できる。

3. 結論

小型中性子源 RANS によるイメージングにより厚さ 70mm のコンクリート内の水の浸透が可視化された。今後は小型中性子源 RANS の機動力を活かして、材料や配合の異なる多種のコンクリート評価を実施していく予定である。

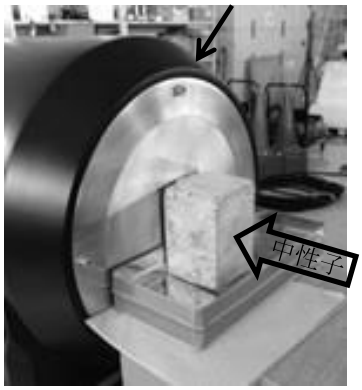


図 1　吸水過程の観察

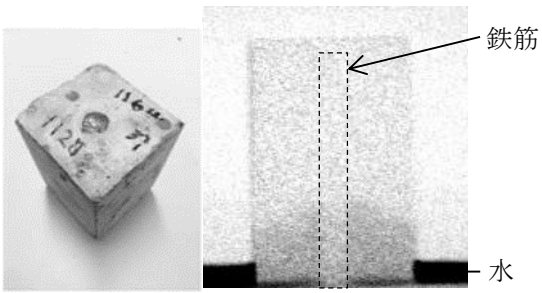


図 2　鉄筋コンクリート供試体
(左)上面、(右)鉄筋コンクリート供試体の吸水過程における水の透過イメージ

*Yuichi Yoshimura[1,2,3], Maki Mizuta[2] , Hideyuki Sunaga[2] , Yoshie Otake[2] and Noriyosu Hayashizaki[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]RIKEN, [3]Topcon Corporation

可搬型線形加速器駆動中性子源を用いた社会インフラ水分分布測定技術の開発
Development of Moisture Distribution Measurement Technology for Social Infrastructure using Mobile Linac-driven Neutron Source

＊ ベレデ ジャンミシェル [1)], 三津谷 有貴 [2)], 土橋 克広 [2)], 田中 泰司 [3)], 高橋 佑弥 [4)], 草野 譲 [5)], 上坂 充 [1)]

[1)] 東大原子力国際専攻, [2)] 東大原子力専攻, [3)] 東大生産技術研究所, [4)] 東大社会基盤学専攻, [5)] (株) アキュセラ

概要

鉄筋コンクリート構造物における鉄筋腐食は構造物の耐力低下につながり、余寿命減少における大きなファクターとなっている。鉄筋腐食はコンクリート内部が二酸化炭素で中性化された上に鉄筋に液状水が到達することで発生するため、コンクリート内部の水分検出は喫緊の課題である。先行研究において、コンクリート内部の水分検出の手法として 3.95MeV X バンド電子ライナック X 線源とベリリウムおよびヘリウム 3 検出器を組み合わせた後方散乱中性子水分検出システムを開発し、水分検出の性能を実証実験で確認した。本研究では、既存の非破壊検査手法で可視化することが困難であったコンクリート内部の水分分布データを取得することを目標としており、その一環の基礎的検討として数種類の水セメント比・含水率のコンクリート標準試料の水分検出・水分量評価実験を行った。

キーワード: 非破壊検査, 可搬型電子線形加速器, 橋梁検査, 水分検出, 中性子源

1 社会インフラにおける水分検出技術の必要性

日本の重要な社会インフラである鉄筋コンクリート橋 (RC 橋) やプレストレストコンクリート橋 (PC 橋) に向けた可搬型小型 X 線源を用いた内部欠陥検出技術が開発されている [?]。一方で、将来的な破断リスクの定量化も社会的に重要である。RC 橋および PC 橋の強度を担保する鉄筋・PC ワイヤーの腐食はコンクリートの中性化または塩分の浸入と、液状水の浸入の組み合わせで起こる。ゆえに、コンクリート内部の水分分布情報は鉄筋腐食リスクや橋梁余寿命の評価の上での重要な指標となる。本研究で開発した水分測定システムはコンクリート内に存在する水素を主とする軽元素によって減速された後方散乱熱中性子を検出することで水分の情報を取得するものであり、現場で使用可能な優れた水分非破壊検出技術である。

2 水分測定システムの構成

本システムは可搬型 3.95MeV ライナック駆動の X 線源を入力とし、^{9}Be$(\gamma,\ n)$ ^{8}Be* の光核反応により中性子ビームを得る。Be ターゲット周囲は中性子遮蔽用のホウ酸レジン層、即発 γ 線遮蔽用の鉛層、さらに中性子の減速を防ぐための鉛コリメーター層で構成される (図??)。発生中性子量は全立体角で $10^{6} \sim 10^{7}$ n/sec 程度、ビーム出口での中性子強度は $10^{3} \sim 10^{4}$ n/sec/cm^{2} 程度である（MC によるシミュレーション値)。本システムにおける検出器はコンクリート内部において減速された熱中性子の検出効率の高さが求められ、さらに X 線/γ 線ノイズが存在する環境で使用されることが前提となるため、熱中性子の検出性能に優れ光子との反応断面積が小さい ^{3}He 比例計数管を用いている。検出器は中性子源と同じ側に設置され、後方散乱中性子のみを検出するように測定対象側にスリットが空いたボロン製カバーを取り付けている。

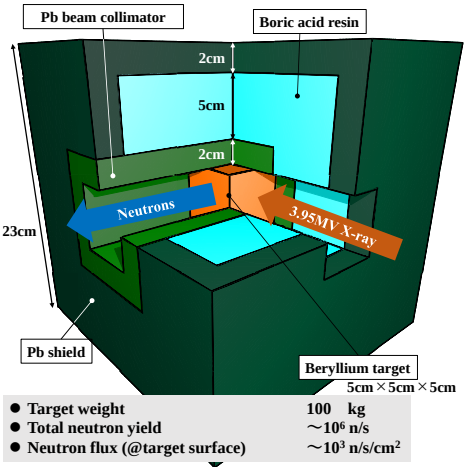


図 1 中性子ターゲット設計および諸性能

3 コンクリート含水率測定実験

本測定システムを用いた先行実験 [?] によりコンクリートの下に存在する水分サンプルの検出および水分量評価において一定の性能が確認されている。前述の実験に加え、同測定システムを用いたコンクリート内含水率測定実験を行った (図??)。測定サンプルとして水セメント比（W/C 比）が 36%、50% の 10cm × 10cm × 10cm サイズのコンクリートそれぞれを含水率 0%（乾燥機による)、100%（真空飽和による）に調整した合計 4 種類のサンプルを作製した。600 秒の測定を行った結果、表??に示されるように W/C 比 36% と 50% のいずれのサンプルにおいても含水率 0% から 100% の中性子カウント数の増加量がほぼ同じとなっており、本測定システムにおける測定値はコンクリート内の水分量を反映したものになっていると考えられる。

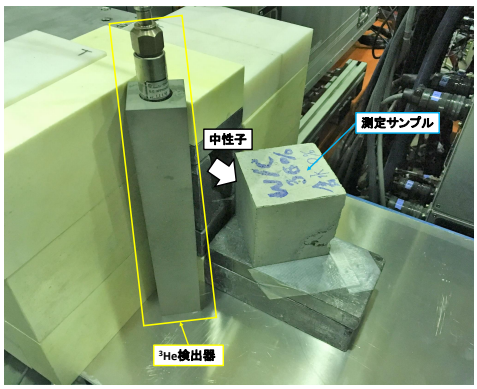


図 2 コンクリート含水率測定実験体系

4 まとめおよび将来の展望

本研究においてはコンクリート内部の水分分布を測定するための基礎的検討としてコンクリート含水率測定実験を行い、先行する水分量測定実験の結果と合わせて、本水分測定システムによって水分量情報をコンクリートの配合によらずに取得できることが示された。今後の課題として、中性子ターゲットの改良および検出システムの最適化により水分分布情報を知る上で重要となる水分のコンクリート内部での位置情報を取得することを目指す。以上の実験室の実績を踏まえて、原子力規制庁と所定の手続きを行い、2017 年秋以降に土木研究所での屋外試験を経た上で実橋梁における屋外測定を行うことを目指す。

表 1 コンクリート含水率測定実験結果（^{3}He カウント数/600 秒）

		含水率		
		0 %	100 %	増加量
W/C 比	36%	7991	10386	2395
	50%	9319	11594	2275

参考文献

[1] M. Uesaka et al. : J. Phys. B: At. Mol. Opt. Phys. 47(2014) 234008 (9pp).
[2] J.M. Bereder et al. : Modified Design of Mobile 3.95 MeV X-band Linac Neutron Source, AESJ Aut. Meeting, Sep. 2016, 1O03.

＊Jean-Michel Bereder[1)], Yuki Mitsuya[2)], Katsuhiro Dobashi[2)], Yasushi Tanaka[3)], Yuya Tanaka[4)], Jo Kusano[5)], Mitsuru Uesaka[1)]
[1)]Dept. of Nuclear Engineering and Management, Tokyo Univ., [2)] Dept. of Nuclear Professional School, Tokyo Univ., [3)] Institute of Industrial Science, Tokyo Univ., [4)] Dept. of Civil Engineering, Tokyo Univ., [5)] Accuthera Inc.

J-PARC MLF BL06 における MIEZE 型中性子スピンエコー分光器の研究開発とコミッショニング状況

R&D and commissioning of the MIEZE-type neutron spin echo spectrometer at J-PARC MLF BL06

*小田 達郎[1]，日野 正裕[1]，川端 祐司[1]，遠藤仁[2]，山田悟史[2]，瀬戸秀紀[2]

[1]京大原子炉，[2]KEK 物構研

大強度陽子加速器施設 (J-PARC) の物質・生命科学研究施設 (MLF) が有するパルス中性子源のビームライン BL06 では，中性子共鳴スピンエコー分光器のコミッショニングが行われている．本講演では，BL06 に設置された Modulation of intensity with zero effort (MIEZE) と呼ばれるタイプの共鳴スピンエコー分光器の研究開発とコミッショニングの状況について発表する．

キーワード： 中性子スピンエコー分光法，中性子準弾性散乱，パルス中性子ビーム，MIEZE，J-PARC MLF

1. 緒言： 中性子スピンエコー法は中性子のスピン自由度を利用して，試料で散乱された中性子の速度変化を標識する分光法である．その一種である Modulation of intensity with zero effort (MIEZE) 法 [1] では，振動数の異なる共鳴スピンフリッパーによって付与されたエネルギー差に対応する振動数で中性子強度が時間変化するエコーシグナルが得られる．図 1 に BL06 の MIEZE 装置で観測された実効振動数 200 kHz のシグナルの一例を示す．

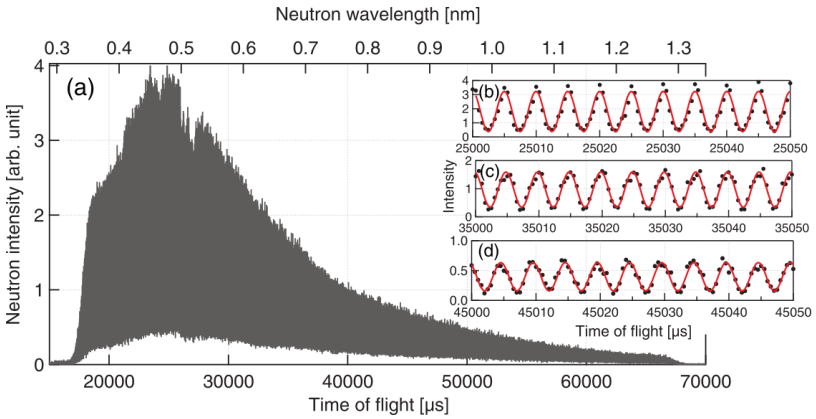


図 1. (a): 振動数 200 kHz (周期 5 μs) の TOF-MIEZE シグナル．(b, c, d): TOF = 25, 35, 45 ms の各点で 50 μs の領域を拡大した図

2. TOF-MIEZE 法の特徴： 定常源からの単色中性子ビームを用いる MIEZE 法では，エコーシグナルを観測するために，振動数と機器間の距離に精密な条件が要求される (MIEZE 条件)．それに対して，飛行時間 (TOF) を用いる TOF-MIEZE シグナルでは，MIEZE 条件からずれた場合もコントラストはほとんど減少せず，わずかな振動数シフトが起こる [2]．この特徴は装置調整に便利なだけでなく，TOF-MIEZE シグナルのデータ解析においても有益な知見となるため，ショートパルスビームが利用できる BL06 において，TOF-MIEZE 法の特性を検証する実験を行った．

3. コミッショニングの状況： 分光法の特徴の実証実験の後，試料―検出器間距離を延長し，ゴニオステージを設置して，本格的な試料測定に向けた体系を構築した．講演では，これまで行った装置整備の状況や試料のテスト測定の結果について述べる．

参考文献

[1] R. Gähler, R. Golub, and T. Keller, Physica B **180&181** (1992) 899-902.

[2] T. Oda, M. Hino, M. Kitaguchi, P. Geltenbort, and Y. Kawabata, Rev. Sci. Instrum. **87** (2016) 105124.

---

*Tatsuro Oda[1], Masahiro Hino[1], Yuji Kawabata[1], Hitoshi Endo[2], Norifumi L. Yamada[2], Hideki Seto[2]

[1] Research Reactor Inst. Kyoto Univ., [2]IMMS, KEK

ホウ素中性子捕捉療法用中性子源ターゲットを模擬した高速水噴流の流動特性に関する研究

Study on flow characteristics of high speed water jet simulating neutron source target of Boron Neutron Capture Therapy

*前原 佑生[1]，高橋 実[2]，近藤 正聡[2]
[1]東工大院原子核，[2]東工大原子力研

加速器を利用したホウ素中性子捕捉療法のターゲット系である液体リチウム平面液膜噴流の開発のため、安定な薄い液膜噴流の生成が可能なノズル入口形状を検討した。入口エッジに半径 1mm の曲率をもつノズルまたは入口から 0.2 mm の位置に高さ 0.3 mm の段差をつけたノズルで，安定な高速液膜が形成可能となった.

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法、水液膜噴流、安定性、リチウムターゲット

1. 緒言　細胞単位での選択的がん治療が可能なホウ素中性子捕捉療法（BNCT）システムの加速器による中性子源として、入射粒子による材料損傷が起こらず除熱が容易なリチウム（Li）液膜噴流ターゲットが有望である。安定な Li 液膜噴流はノズル長さの長いもの（70 mm）で実現可能である[1]が、圧損が大きくなることからノズル長さは短いもの（10 mm）が望ましい。本研究では、薄く安定な液膜噴流を実現する圧損の小さいノズル形状について、Fluent を用いた流動解析で予測した後、水を模擬流体とした実験により調べる。

2. 実験装置　水液膜噴流は水循環装置を構成するテスト部で生成される。液膜はスリット型ノズルによって生成した。ノズル形状は入口を鋭角のエッジ状、ベルマウス状としたもの、入口近傍に小突起を取り付けたものに着目した。これらについて二次元流動数値解析を行い、液膜噴流の安定性に影響するノズル入口で生じたはく離渦のノズル内流入抑制効果をもつ入口形状を調べた。解析の結果から、小突起はノズル入口との段差部ではく離渦をトラップすることでノズル内流入抑制効果を持ち、ノズル入口から 0.2 mm、高さ 0.3 mm の小突起形状および曲率 1 mm のベルマウス形状について流入抑制効果があった。実験ではノズル入口に段差を付けることで小突起ノズルを模擬した。流速は 15 m/s、ノズル長さは 10 mm、ノズル隙間は 0.5 mm、ノズル幅は 60 mm として大気圧下で水液膜噴流実験を行った。

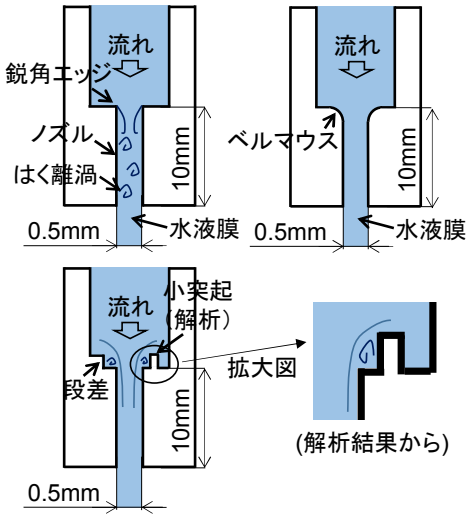
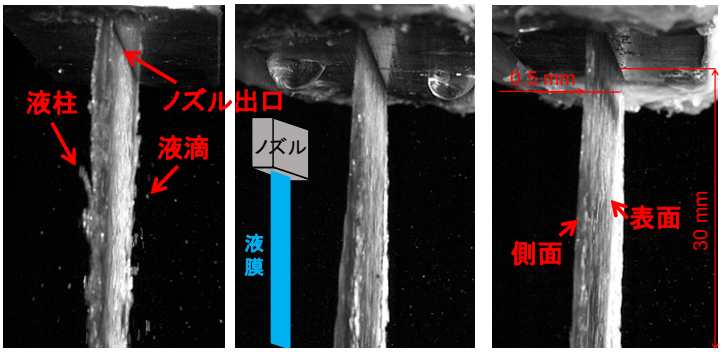


図 1 各ノズル入口形状

3. 実験結果　液膜噴流の安定性は液膜からの液滴発生の有無によって評価した。液滴の発生を観察するため、液膜を横方向から液滴は高速度カメラによって観察した。鋭角のエッジのノズルでは液膜が乱れ、液滴が多く発生した。入口段差付ノズルおよび入口ベルマウスノズルでは液膜は乱れず、液膜からの液滴発生はなかった。以上から、ノズル入口の段差およびベルマウス形状によってはく離渦が抑制され、入口形状を段差およびベルマウスとした長さ 10 mm、隙間 0.5 mm のスリットノズルで安定な液膜が形成可能であることがわかった。



(a)鋭角エッジ (不安定)　(b)段差付 (安定)　(c)ベルマウス (安定)

図 2 液膜噴流(ノズル長さ 10 mm、流速 15 m/s、大気圧下)

4. 結論

解析・実験より、曲率 1 mm のベルマウス形状をもつノズルまたはノズル入口から 0.2 mm の位置に高さ 0.3 mm に段差をつけたノズルで安定な液膜噴流を形成することがわかった。

参考文献

[1] M. Takahashi, et al. ICONE18-29516(2010).

*Yuki Maehara[1], Minoru Takahashi[2] and Masatoshi Kondo[2]
[1]Tokyo Institute of Technology, Department of nuclear engineering., [2]Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy.

MeV 重イオン透過型 ERD 法と RBS 法の併用による
薄膜積層 Li イオン電池内の作動下の全 Li 濃度分布のその場・解析

In-situ Analysis of Total Li Depth Profiles in Thin Films Stacked Li Ion Batteries under Operation by Means of Combined Techniques of Transmission ERD and RBS with MeV Heavy Ions

*森田健治、 土屋文[1]、 平田泰章[2] 、大西純慈[2]、 土田秀次[3]、 間嶋拓也[3]
名産研、 [1]名城大学、 [2]名古屋大学、 [3]京都大学

MeVO^{+4} イオンを用いる透過型反跳粒子検出(TERD)法と後方散乱分光(RBS)法の併用により、作動(電圧印加)中の薄膜積層 Au/LiPON/Au/Al(LiPON=$Li_{3.3}PO_{3.8}N_{0.2}$)試料の全 Li 濃度分布を、その場・解析した結果が述べられる。
キーワード：固体 Li イオン電池、Li 濃度分布のその場・解析、MeV 重イオン加速器、透過型反跳粒子検出法

１．緒言：

低炭素社会低炭素社会の実現に向けて、現状の有機溶媒電解質を固体電解質に替えることにより、大型化、安全性の向上、マイクロ化・長寿命化・自己放電の低減を目指して、全固体 Li イオン電池の開発が進められている。その目的の達成のためには、充・放電時の電池システム内における Li イオンの動的挙動の解明が不可欠である。本研究では、MeVO イオンビームによる反射型 ERD 法と RBS 法を併用して、電圧印加下の電池の電極・電解質およびその界面の Li 濃度分布を解析し、表面側半分ずつの Li の動的挙動を明らかにしてきた。本講演では、透過型 ERD 法と RBS 法の併用により薄膜積層 Li イオン電池試料の電圧印加下の全 Li 濃度分布をその場・測定した結果を示し、これまでに得た反射型 ERD 法による結果と比較すると共に、透過型反跳粒子検出法の特長を議論する。

２．実験：

実験で使用した試料は、自己支持積層薄膜キャパシターAu/LiPON/Au/Al であった。MeVO イオンビームが、試料表面に垂直に入射され、反跳粒子は 30° の反跳角で 2μm Al 膜を通して、後方散乱粒子は 165° で、半導体検出器を用いて同時測定された。イオンビーム分析は、試料裏面の金属電極をアース電位に、 表面の金属電極に ±の直流電圧印加下の定常状態で、実施された。また、9MeVO イオンビームの照射効果を最小限にするため、試料の照射位置を測定毎にシフトさせた。薄膜厚は、1.7MeVH イオン、又は MeVO イオンの RBS 測定により決定された。

３．結果・考察

電圧印加による試料内の Li 濃度の変化は､種々の電圧印加下で測定された ERD スペクトルの 0V 電圧のスペクトルに対する比として求められた。0V と+3V における 11MeVO イオンの透過 ERD スペクトルを Fig.1 に、また、その比を Fig.2 に示す。Fig.1 の横軸は、反跳粒子のエネルギーで、高エネルギー側が表面、低エネルギー側が裏面に相当する。この実験では、試料中の軽元素の Li と不純物 H が検出されている。赤点は 0V、青点は+3V 印加のデータである。この試料中の Au、LiPON および基板の Al の膜厚はそれぞれ、16nm、2.4μm、3μm であった。図中のスペクトルは、Li と H のスペクトルが重なっているので、それどれの反跳エネルギーの計算値から、点線のように分離された。Fig.2 は、電圧印加による Li 濃度分布の変化を見るための比スペクトルである。図中の赤い点線は、0V の Li 濃度に相当する。従って、この図から、+3V 印加により表面の Au 電極近傍の LiPON 中の Li 濃度が増加し、逆に裏面の Au 電極近傍の Li 濃度が減少しているのが分る。また、LiPON 内部の濃度は変化していないのも分る。

このLi 濃度分布の変化は、電位勾配下の拡散モデルに基づく、計算結果とよく一致している。また、これまでの反射型 ERD 法で測定された Cu/LiPON/Cu や Al/LiPON/Al の実験結果ともよく対応している。

ごく最近の LiPON と基板 Al の膜厚を 1.1μm と 2μm に減らした 9MeVO イオンの実験結果では､Li の ERD スペクトルと不純物 H の ERD スペクトルが完全に分離する結果が得られている。更に、RBS スペクトルでも、表面と裏面の 2 つの Au 電極からのピークが観測されている。更に、表・裏面の Au ピークの間隔が、電圧印加により、数%減少する結果が観測されている。この結果は､電圧印加により Li が電極間から抜けたことを示し､非常に興味深い。講演では、これらの新しい実験結果を含め、詳細に議論する。

謝辞：本研究は京大・大学院工学研究科付属量子エネルギー理工学教育研究センターと東北大・金属材料研究所新素材開発研究センターの共同利用により実施された。本研究の遂行において貴重なご意見を賜った名大・大学院工学研究科入山恭寿教授に謝意を表します。また、京大の実験における佐々木善孝技官のご支援に謝意を表します。

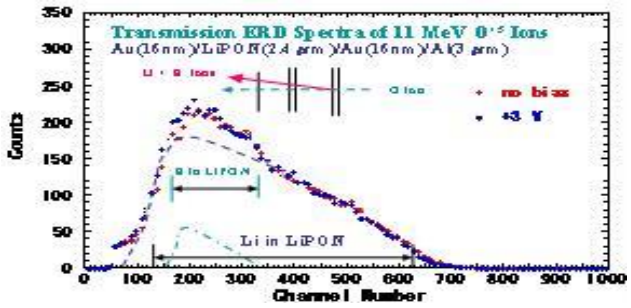


Fig.1 TERD spectra from Au/LiPON/Au biased at 0 and 3V

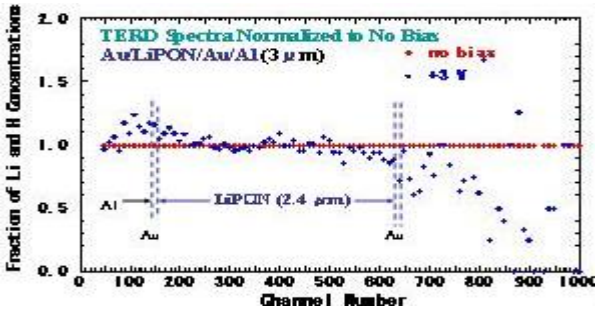


Fig.2 TERD spectrum at 3 V normalized to the one at 0 V

*Kenji Morita, Bun Tsuchiya[1], Yasuaki Hirata[2], Junji Oonishi[2], Hideji Tsuchida[3], Takuya Majima[3]
Nagoya Industrial Science Research Institute, Meijo University[1], Nagoya University[2], Kyoto University[3]

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-3 Application of Beams, Target

[1C06-10] Nano Structure Analysis by Micro-beam

Chair: Noriyasu Hayashizaki (Tokyo Tech)

Mon. Mar 27, 2017 2:45 PM - 4:05 PM Room C (16-203 Building No.16)

[1C06] Investigation of isobar separation methods and performance evaluation in accelerator mass spectrometry for high sensitive measurement of ^{10}Be and ^{36}Cl

*Seiji Hosoya[1,2], Kimikazu Sasa[2], Tsutomu Takahashi[2], Tetsuya Matsunaka[2], Masumi Matsumura[2], Hongtao Shen[2], Keisuke Sueki[2] (1. Graduate School of Pure and Applied Sciences, University of Tsukuba, 2. Accelerator Mass Spectrometry group, University of Tsukuba)

2:45 PM - 3:00 PM

[1C07] In-situ ion beam graft polymerization and heavy ion irradiation on the polycarbonate samples

*Akira Taniike[1], Kyohei Iwaoka[1], Naoki Fujita[1], Hiroyuki Yamashita[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Maritime Sciences, Kobe University)

3:00 PM - 3:15 PM

[1C08] Results of imaging using femtosecond electron pulses

*Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1], Katsumi Tanimura[1] (1. ISIR)

3:15 PM - 3:30 PM

[1C09] Fast heavy-ion radiation damage of biomolecules in aqueous solution using the vacuum liquid micro-jet technique

*Hidetsugu Tsuchida[1], Shinji Nomura[1], Akihiro Kajiwara[1], Takuya Majima[1], Manabu Saito[1] (1. Kyoto University)

3:30 PM - 3:45 PM

[1C10] Development of Ion Beam Analysis Systems for Innovative Measurement and Analysis on Structural Materials

*Kimikazu Sasa[1], Akiyoshi Yamazaki[1], Satoshi Ishii[1], Masanori Kurosawa[1], Shigeo Tomita[1], Masao Sataka[1], Hiroshi Naramoto[1], Hiroshi Kudo[1] (1. Univ. Tsukuba)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

加速器質量分析法における ^{10}Be・^{36}Cl の高感度測定のための同重体分離手法の検討と測定性能評価

Investigation of isobar separation methods and performance evaluation in accelerator mass spectrometry for high sensitive measurement of ^{10}Be and ^{36}Cl

*細谷 青児[1], 笹 公和[1], 高橋 努[1] 松中 哲也[1], 松村 万寿美[1], Hongtao Shen[1], 末木 啓介[1]
[1] 筑波大学 AMS グループ

加速器質量分析法は同位体比 10^{-15} オーダーまでを迅速に測定可能な質量分析法である。質量分析磁石によって振り分けた荷電粒子を電離箱によって検出するが、目的元素と同じ質量を持つ同重体が目的元素とともに検出器に入り測定に影響を及ぼす場合がある。本発表では、イオン源から引き出される荷電粒子自体から同重体を減らす方法と検出器部で目的元素と分離する方法について検討した結果について報告する。

キーワード：加速器質量分析法, ΔE-E 検出器, ^{36}Cl, ^{10}Be

1. 緒言

加速器質量分析法(AMS) は環境中に存在する極微量な長寿命放射性核種をタンデム静電加速器によって同位体比 10^{-15} オーダーまで測定可能な質量分析法である。AMS で測定される主な核種は ^{10}Be, ^{14}C, ^{26}Al, ^{36}Cl, ^{41}Ca, ^{129}I などである。これらは長寿命の放射性核種であり、自然界における安定同位体比は 10^{-12} から 10^{-14}程度と極微量にしか存在しないため、従来の放射線計測では測定が困難である。このような核種を AMS では直接計数するので、迅速に且つ高精度の測定が可能になる。以上のような利点がある AMS であるが、測定したい目的核種と同じ質量を持つ同重体が測定に影響を及ぼす場合がある。^{36}Cl, ^{10}Be を例に取ると、影響する同重体は ^{36}S, ^{10}B が存在するが、これは試料に含まれている同重体だけでなく、試料装填ホルダー、空気中からのコンタミなど様々な経路から測定に影響する。この同重体の影響を低減させるための手法として、イオン源から引き出される荷電粒子自体に含まれる同重体の量を減らすこと、原子番号の違いによるエネルギー損失の違いを利用して検出スペクトルで分離する方法の 2 つの手法を試みた。

2. 結果・考察

荷電粒子自体から同重体を減らす手法として ^{36}Cl 測定の場合、試料装填ホルダーの材質(Al, Cu)、形状の変化によって同重体 ^{36}S の量がどの程度変化するのかを検討した。その結果、材質自体には ^{36}S の量には大きな違いが見られなかったが、形状は Cs スパッタされる面を大きくして更に AgBr でバッキングする事によって、^{36}S のカウント数を約 1/10 に減らせることができた。2 つ目の検出器スペクトルによって分離する方法については、複数電極型電離箱に封入するイソブタンガスの圧力と電極の構成について重イオン・粒子輸送計算コード(PHITS)[1]を用いてエネルギー損失の差が最大になる検出器ガス圧を求めた。また、^{10}Be 測定の際には検出器全面に Ar ガスを封入したアブソーバセルを設置し、検出器手前で同重体 ^{10}B のエネルギーを落として ^{10}Be との飛程を大きく分離させる手法を試みた。実際にその条件で測定を行い ^{36}S, ^{10}Be とのスペクトル分離測定に成功し測定バックグラウンドとして ^{36}Cl/Cl ～ 8×10^{-15}, ^{10}Be/Be ～ 2×10^{-15} を得ることができた。しかし ^{36}Cl 測定の場合、土壌試料など硫黄の混入が多い実試料の測定では今回得られた分離能では測定に影響が出ることがあるので、今後は Si 半導体検出器と電離箱を組み合わせた検出器によって ^{36}S スペクトルを落とす手法を試みる予定である。

参考文献

[1] T. Sato et. al., J. Nucl. Sci. Technol. 50 (2013) 913-923.

---

*Seiji Hosoya[1], Kimikazu Sasa[1] Tsutomu Takahashi[1], Tetsuya Matsunaka[1], Masumi Matsumura[1], Hongtao Shen[1] and Keisuke Sueki[1]
[1] University of Tsukuba .

ポリカーボネートのイオンビームその場グラフト重合と重イオン照射

In-situ ion beam graft polymerization and heavy ion irradiation on the polycarbonate samples

*谷池 晃[1]，岩岡恭平[1]，藤田尚希[1]，山下裕之[1]，古山雄一[1]
[1]神戸大学海事

イオンビームを用いた放射線グラフト重合法の研究を行っている．真空中にモノマーを導入しながらポリカーボネート試料をイオンビームで照射し，その場グラフト重合を行った．さらに，重イオンビームで照射することで，導電性領域を形成した．これらを組み合わせた機能性素子作製について検討した．

キーワード：イオンビーム，グラフト重合，ポリカーボネート，機能性ポリマー

1. はじめに

イオンビームを用いた放射線グラフト重合法の研究を行っている．これまでの研究から，真空中にモノマーを導入しながらポリエチレンをイオンビームで照射し，その場でグラフト重合を行うことが可能となった．また，ポリカーボネート試料を重イオンビームで照射することで，導電性領域を形成することができた．そこで，これらを組み合わせて，ポリカーボネート試料上に機能性素子を作成することを考えている．本発表では，その先駆的な実験結果について報告する．

2. 実験方法

イオンビーム照射に用いた銅イオン，陽子は本学タンデム加速器で生成し，ポリカーボネート試料（30×50×t1）の照射を行った．そして，作製した試料は同加速器を用いた RBS 分析で内部解析を行った．銅イオンビーム照射において，1×10^{17} cm^{-2} 程度以上のフルエンスにおいて，表面部の導電性が大きくなる結果が得られている[1]. 照射部の径が 5 mm でこのフルエンスを達成するにはかなりの時間を要するため，ビームを収束させ，スポット形状が 1 mm×2 mm 程度にして照射を行った．導電性の評価には手製の 4 探針プローブを使用した．

ポリカーボネート試料を照射用真空チェンバー内の設置し，チェンバー内にアクリル酸または，エチレンジオキシチオフェン(EDOT)モノマーを導入した．試料を陽子ビームで照射し，その場グラフト重合を行った[2].

3. 実験結果及び考察

Fig. 1 にポリカーボネート表面における入射イオンに対する核的阻止能に対する導電率の依存性を示す．核的阻止能の増加に対して，導電率が増加していることがわかる．このことから，原子核衝突に伴う原子の移動がポリマー分子構造の変化をもたらし，電子雲のオーバーラップが生じ，導電性領域が形成される可能性が示唆される．また，その場重合法を適用することで，従来の前照射法では困難であった，EDOT のグラフト重合を確認した．講演では，その場重合を行った試料への重イオン照射をした場合についての結果等も含めて報告する．

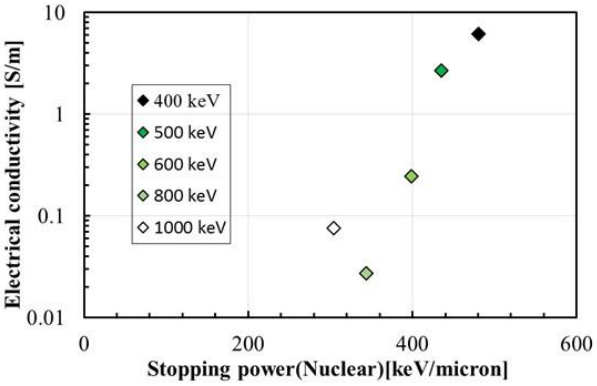


Fig. 1. Electrical conductivity dependence on the nuclear stopping power.

参考文献

[1] 岩岡他，日本原子力学会秋の大会, 2N10, 2016
[2] 谷池他，日本原子力学会春の年会, 2M21, 2016

---

*Akira Taniike[1], Kyohei Iwaoka[1], Naoki Fujita[1], Hiroyuki Yamashita[1], Yuichi Furuyama[1]
[1]Kobe Univ.

フェムト秒電子線パルスによるイメージング結果

Results of imaging using femtosecond electron pulses

*楊　金峰[1]，浅川　稜[1]，菅　晃一[1]，近藤　孝文[1]，神戸　正雄[1]，吉田　陽一[1]，谷村　克己[1]
[1]阪大産研

本研究では、フォトカソード高周波（RF）電子銃を用いたフェムト秒超短パルス電子ビームを発生し、それを用いた超高速電子顕微鏡や電子回折装置の開発を行っている。本大会では、フェムト秒電子線パルスによるナノ粒子・ナノ結晶のイメージング結果について報告する。

キーワード：フェムト秒電子線パルス、超高速電子顕微鏡、イメージング

我々は、フォトカソード高周波（RF）電子銃を用いて低エミッタンス・相対論的エネルギーのフェムト秒電子線パルスを発生し、超高速電子顕微鏡装置の開発を行い、物質における超高速で進行する構造相転移や反応過程に関する研究を推進している。図 1 に製作した RF 電子銃を用いた電子顕微鏡実証機の写真を示す。平成 28 年に、新たにコンデンサ磁気レンズを製作し、ビームをクローズオーバーさせ、電子線パルスの輝度の向上を試みた。これにより、TEM 像のコントラストが改善され、金属限りではなく、半導体や絶縁体などの結晶物質の電子回折のシングルショットの測定、直径 400nm の金ナノ粒子の TEM イメージ観測に成功した。

図 2 に、500 パルス積算で観測した直径 400nm の金ナノ粒子の TEM 像（明視野）を示す。測定には、RF 電子銃から発生した電子ビームを直径 0.3mm のコンデンサ絞りによりコリメートした後、コンデンサレンズを用いて試料に集束した。TEM イメージの観測は、Tl をドーピングした CsI シンチレータと EMCCD カメラにより行われた。電子ビームのエネルギーは 3.1MeV であり、規格化エミッタンスは 0.14mm-mrad、パルス当たりの電荷量は 1pC であった。電子線パルス幅は 100fs であった。TEM 像の拡大倍率は、また 1,600 倍であったが、今後、結像レンズの高度化や新たな製作を行い、イメージの倍率を向上させる予定である。

Figure 1: The prototype of relativistic-energy UEM using a photocathode RF gun

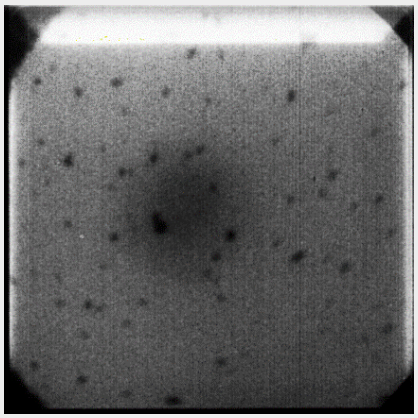


Figure 2: TEM image of Au nanoparticles with a diameter of 400nm

*Jinfeng Yang[1], Ryo Asakawa[1], Koichi Kan[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1] and Katsumi Tanimura[1]
[1]ISIR, Osaka Univ.

真空内液体ジェットを用いた水溶液中の生体分子の高速重イオン照射損傷

Fast heavy-ion radiation damage of biomolecules in aqueous solution
using the vacuum liquid micro-jet technique

*土田 秀次[1]，野村 真史[1]，梶原 章弘[1]，間嶋 拓也[1]，斉藤 学[1]
[1]京大院工

重粒子線がん治療における正常細胞の照射損傷を原子レベルで解明することを目的として，液体ジェット法を用いて水溶液中の生体分子の高速重イオン放射線分解を調べた．アミノ酸（グリシン，プロリン）含有水溶液に高速重イオン（4.0 MeV C）をマイクロビームにして照射し，照射によって生じた反応生成物を二次イオン質量分析法で測定し，分子分解収量を求めた．その結果，分子損傷は周辺の水分子によって保護され，水環境の影響を強く受けることが分かった．

キーワード：生体分子照射損傷，水溶液の放射線分解，重イオン照射

1. 緒言

放射線照射による生体分子の損傷における液体環境の影響は，細胞内での損傷機構を理解する上で重要である．本研究では，液体環境下の生体分子の放射線反応を直接捉えることで，生体分子の放射線分解を原子レベルで解明する新たな試みを行った．

2. 実験

重粒子線がん治療の Bragg peak 領域での生体分子損傷を模擬するため，アミノ酸（グリシンとプロリン）含有水溶液を液体ジェット法により真空中に導入し，それらに加速器からの 4 MeV C イオンを照射し，生じた反応生成物を TOF-MS 法で調べた．

3. 結果・考察

図に生成した二次イオンの質量スペクトルを示す．主な二次イオンは，水分子由来のものと，溶質のアミノ酸分子に水分子の解離で生じた H^+が付加した $GlyH^+$, $ProH^+$やアミノ酸分子の分解イオンである．注目すべき点は，分解イオンの収量において，分子が多重分解したものが極めて少ないことであり，これは生体分子の分解が配位している水分子によって抑制されていることを示唆している．この抑制効果の原因について，水分子が存在しない孤立分子標的（単分子やクラスター標的）の結果との比較から議論する．

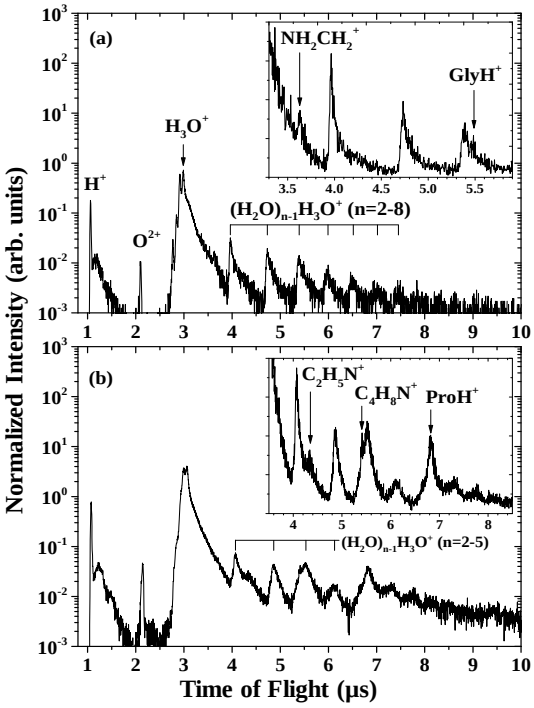


図 (a) 0.1 M グリシン（$C_2H_5NO_2$），(b) 0.2 M プロリン（$C_5H_9NO_2$）水溶液の TOF スペクトル

参考文献

[1] S. Nomura et al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. B 365 (2015) 611-615.

*Hidetsugu Tsuchida[1], Shinji Nomura[2], Akihiro Kajiwara[1], Takuya Majima[1] and Saito Manabu[1]
[1]Kyoto Univ.

構造材料計測用イオンビーム分析装置の開発

Development of Ion Beam Analysis Systems for Innovative Measurement and Analysis on Structural Materials

*笹 公和[1]，山崎明義[1]，石井 聰[1]，黒澤正紀[1]，冨田成夫[1]，左高正雄[1]，楢本 洋[1]，工藤 博[1]
[1]筑波大学

筑波大学 6 MV タンデム加速器において整備している構造材料計測用イオンビーム分析装置の開発状況について報告する。航空機などで使用される革新的構造材料のためのイオンビーム分析装置であり、マイクロビームと RBS、ERDA、PIXE、NRA 等のイオンビーム分析法を組み合わせて計測することが可能である。
キーワード：イオンビーム分析，構造材料，水素・軽元素分析，マイクロビーム

1. 緒言

産業イノベーション創出において重要な航空機等で使用される構造材料の革新的開発推進において、未活用情報を明らかにする先端計測技術の開発が求められている。つくばイノベーションアリーナ(TIA)を構成する研究機関は連携して構造材料の先端計測拠点の形成を進めている。本報告では、筑波大学が担当している構造材料計測用イオンビーム分析装置の開発状況について報告する。

2. 構造材料計測用イオンビーム分析装置の開発整備

2016 年 3 月より稼働を開始した筑波大学 6 MV タンデム加速器[1]において、構造材料計測用イオンビーム分析装置の開発整備を進めている。イオンビーム分析法として、RBS、ERDA、PIXE、NRA 等を組み合わせて実施する予定である。高エネルギーイオンの材料照射が可能なシステムの他に、4 軸ゴニオメータを備えた RBS 及び ERDA 測定が可能な構造材料の組成解析用イオンビーム分析装置の整備が既に終了している。現在は、Oxford Microbeams 社製 OM-2000[2]を用いて、ビーム収束径としてサブミクロンの MeV 級イオンビームの形成を目指したマイクロビーム分析装置の開発を進めている。マイクロビーム分析装置では、BGO 検出器を用いた NRA による水素分析の他に、PIXE を用いた構造材料中の軽元素と微量添加元素の分析及び元素分布イメージング測定を実施する予定である。ホウ素・炭素等の軽元素の特性 X 線を計測できる検出器としては、シリコンドリフト型検出器を導入している。また、より高い検出効率を目指して、産業技術総合研究所において超伝導トンネル接合(STJ)検出器の開発も進めている。その他、標的のビーム照射野に対して、ビーム軸に沿って正面から試料を観察可能な実験真空槽の設計と開発も実施した。

3. 結論

マイクロビーム分析装置は調整試験を実施しており、ビーム径として約 10 μm までのビーム収束に成功している。2 次元元素マッピングの試験測定にも成功しており、今後、サブミクロンのビーム収束径の形成を図り、構造材料中の水素・軽元素及び添加微量元素のイメージング測定を実施する予定である。

謝辞

本研究は、内閣府総合科学技術・イノベーション会議の SIP「革新的構造材料」の支援により実施した。

参考文献

[1] K. Sasa et al., *JACoW, Proceedings of HIAT2015* (2015) 285.

[2] G. W. Grime et al., *Nucl. Instr. and Meth. B* 54 (1991) 52.

---

*Kimikazu Sasa[1], Akiyoshi Yamazaki[1], Satoshi Ishii[1], Masanori Kurosawa[1], Shigeo Tomita[1], Masao Sataka[1], Hiroshi Naramoto[1], Hiroshi Kudo[1]
[1]Univ. of Tsukuba

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-3 Application of Beams, Target

[1C11-15] Gamma-ray / X-ray Imaging, Nondestructive Assay

Chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 4:05 PM - 5:25 PM Room C (16-203 Building No.16)

[1C11] Development of high energy gamma ray imaging system using pinhole collimator

*Hiroaki Nishimura[1], Takumi Utsumiya[1], Ryoken Yoshioka[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1], Masaki Nishiura[2], Kenta Doi[3], Masaki Kisaki[4], Yoshikatsu Matsumoto[5], Hitoshi Yamaoka[6] (1. Faculty, Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, 2. University of Tokyo, 3. Doshisha University, 4. NIFS, 5. Tokushima Bunri University, 6. RIKEN)

4:05 PM - 4:20 PM

[1C12] Quantification of relationship between concrete thickness and transmitted X-ray imaging capability in social infrastructure X-ray inspection

*Hiroaki Takeuchi[1], Ryota Yano[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Yasushi Tanaka[2], Yuya Takahashi[2], Joichi Kusano[3], Yoshinobu Oshima[4], Masahiro Ishida[4] (1. UT NEM Uesaka-Lab, 2. UT Civil Engineering, 3. Accuthela Inc., 4. PWRI)

4:20 PM - 4:35 PM

[1C13] Evaluation of Bridge Inner Iron Structure by Portable High Energy X-ray Sources and Tomosynthesis

*Issei Ozawa[1], Ryota Yano[1], Hiroaki Takeuchi[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Johichi Kusano[2], Futoshi Kaibuki[3], Hideo Sakurai[4], Eiji Yoshida[5] (1. Department of Nuclear Engineering and Management School of Engineering, the University of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. Atomy Research, 4. SAKURAI and associates, Inc., 5. Public Works Research Institute)

4:35 PM - 4:50 PM

[1C14] Study on Isotope CT imaging by using LCS-NRF in UVSOR

*Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki Shizuma[2], Hiroyuki Toyokawa[4], Yoshitaka Taira[4], Masahiro Katoh[3] (1. Kyoto University, 2. Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. Institute for Molecular Science, 4. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology)

4:50 PM - 5:05 PM

[1C15] Study on Isotope CT imaging by using LCS-NRF in UVSOR

*Heishun Zen[1], Hideaki Ohgaki[1], Yoshitaka Taira[2], Takehito Hayakawa[3], Toshiyuki Shizuma[3], Toshiteru Kii[1], Hiroyuki Toyokawa[2], Masahiro Katoh[4] (1. IAE, Kyoto University, 2. AIST, 3. QST, 4. IMS)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ピンホールコリメータを用いた
高エネルギーガンマ線イメージングシステム開発

Development of high energy gamma-ray imaging system using pinhole collimator

*西村 洋亮[1]、宇都宮 匠[1]，吉岡 良兼[1]，谷池 晃[1]，古山 雄一[1]，
西浦 正樹[2]，土居 謙太[3]，木崎 雅志[4]，松本 新功[5]，山岡 人志[6]
[1]神戸大学大学院海事科学研究科，[2]東京大学，[3]同志社大学，
[4]核融合科学研究所，[5]徳島文理大学，[6]理研

核融合プラズマのα粒子とBeの反応によって生じる4.44 MeVガンマ線のイメージングを行うため，ピンホールコリメータに関する研究を行っている．本研究ではシミュレーションにてピンホールコリメータの最適設計パラメータを検討し，加速器を用いてイメージングを行いコリメータ設計への還元を行った．

キーワード： 損失アルファ粒子，高エネルギーガンマ線，タンデム加速器，ガンマ線イメージング

1. 緒言

現在次世代のエネルギー源として，核融合炉発電の実現に向けた研究開発が進められている．核融合炉や燃焼プラズマ実験の研究を進める上で，プラズマから損失し炉壁へ到達するアルファ粒子を測定することが重要となる．そこで，炉壁材料であるベリリウムと損失アルファ粒子との核反応により生成する高エネルギーガンマ線の発生位置と数量を炉外から測定することで，損失アルファ粒子を計測する高エネルギーアルファ粒子誘起ガンマ線計測手法が提案されている．本研究ではPHITSシミュレーションコードを用いてピンホールコリメータ式ガンマ線カメラに必要な設計パラメータの検討を行った．またタンデム加速器を用いてD-T核融合炉からのガンマ線発生核反応を模擬し，ガンマ線イメージング実験を行った．

2. シミュレーション及び実験

シミュレーションにてFigure 1に示す体系を構築し，ピンホールの径，ピンホールコリメータの厚み，遮蔽体系といった設計パラメータの4.44 MeVガンマ線に対する最適な値の検討を行った．本学静電タンデム加速器を用いてヘリウムイオンビームを生成し，ベリリウムターゲットにヘリウムイオンを照射することでガンマ線発生反応を模擬した．発生したガンマ線を，シミュレーションによって得られた設計パラメータを用い作製したピンホールコリメータを通して高純度ゲルマニウム半導体検出器にて測定し，ガンマ線イメージングを行った．

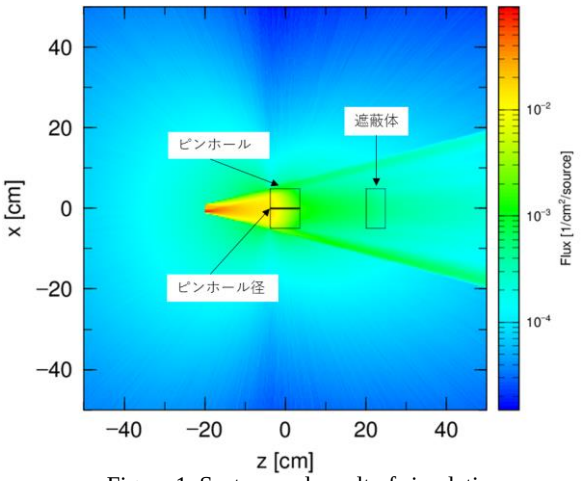


Figure 1. System and result of simulation

3. 結果・考察

シミュレーション結果の例をFigure 1に示す．ピンホール径が小さいほど，ピンホールの厚みが大きいほど解像度の高いイメージングができることが分かった．またピンホールの厚みが小さい(25 mm程度)場合ピンホールとして像を結ぶことができないことが分かった．またTable 1に示すような形状，性能を持つ2つのピンホールコリメータを製作して実際にガンマ線イメージングを行った．ガンマ線イメージングのシミュレーションと実験の差異については講演で述べる．

Table 1. Shape and performance of pinhole

	ピンホール1	ピンホール2
ピンホール径(mm)	3.0	4.0
ピンホールの厚み(mm)	75	75
遮蔽コリメータ厚み(mm)	50	50
解像力(LP/mm)	0.20	0.17

*Hiroaki Nishimura[1], Takumi Utsumiya[1], Ryoken Yoshioka[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1], Masaki Nishiura[2], Kenta Doi[3], Masaki Kisaki[4], Yoshikatsu Matsumoto[5], Hitoshi Yamaoka[6]
[1]Faculty, Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, [2]University of Tokyo, [3]Doshisha University, [4]NIFS, [5]Tokushima Bunri University, [6]RIKEN

社会インフラ X 線検査におけるコンクリートの厚さと透過 X 線撮像能力の関係の定量化

Quantification of Relationship between Concrete Thickness and Transmitted X-ray Imaging Capability in Social Infrastructure Inspection

*竹内　大智[1], 矢野 亮太[1], 三津谷　有貴[1], 土橋　克弘[1], 上坂　充[1]
田中　泰司[1], 高橋　佑弥[1], 草野　譲一[2], 大島　義信[3], 石田　雅博[3]
[1]東京大学, [2](株)アキュセラ, [3]土木研究所

抄録　可搬型 950 keV/3.95 MeV Linac を用いた橋梁健全性評価において、透過 X 線検査が適用可能なコンクリートの厚さを特定した。また、検査時の最適な X 線照射時間についての検討を行った。

キーワード：橋梁検査, 構造解析, 高エネルギーX 線, 社会インフラ

1. 緒言

当研究室では、可搬型高エネルギーX 線源を用いた実橋梁における透過 X 線試験を行ってきた[1]。昨年行われた実橋梁における X 線非破壊検査では、橋梁におけるコンクリートの厚い箇所における検査を実施した。撮影の結果、コンクリート内部の PC 鋼材の識別には成功したが、950 keV X 線源による検査では厚いコンクリートを対象とした場合、検査に限界があることが提起された。そのため、各可搬型 X 線源の透過 X 線検査が適用可能なコンクリート厚さを特定し、検査技術としての機能を定量的に評価する必要がある。

2. 透過 X 線検査が適用可能なコンクリートの厚さ

可搬型 X 線源による X 線がコンクリートを透過した場合に、透過 X 線の強度とコンクリートの厚さ、照射時間の関係を求めた。これらの関係から、コンクリート構造物を対象とした検査において、検出器に入射する X 線の強度を定量的に評価した (図 1)。この評価から、各 X 線源の適用可能なコンクリートの厚さの範囲を特定した。

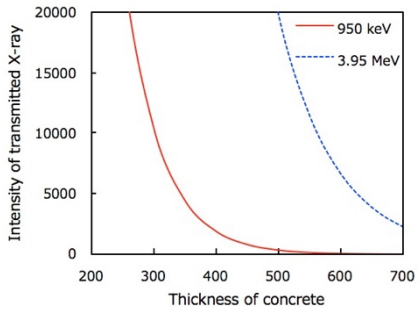


図 1　各 X 線源のコンクリート厚さに対する透過 X 線強度

3. 各厚さのコンクリートを対象とした際の撮影時間

コンクリート構造物を対象とした透過 X 線検査では、様々なノイズが検査結果に含まれる。こうしたノイズの影響がある中で PC 鋼材箇所が鮮明に撮影されることが重要である。そのため、PC 鋼材箇所から得られる信号と検査結果のノイズから、X 線照射時間に伴う SNR の変化を算出し、最適な照射時間を特定した (図 2)。

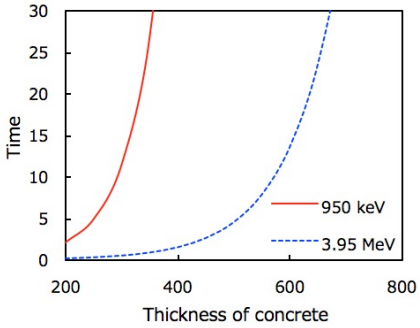


図 2　各 X 線源のコンクリート厚さによる推奨撮影時間

4. 結論

可搬型 X 線源によるコンクリート構造物の検査では、厚さ 150~700 mm までのコンクリートに対して適用可能であることが定量的に示された。また、数十秒程度の時間で十分な SNR をもつ透過画像の取得が可能であることが確認された。

参考文献

[1]　上坂 充　他, “可搬型 X バンドライナック X 線源による大型構造物内部透視動画と実橋梁検査”, 検査技術, Vol.21, p. 45 – p. 52 (2016)

*Hiroaki Takeuchi[1], Ryota Yano[1], Yuki Mitsuya[1], Dobashi Katsuhiro[1], Mitsuru Uesaka[1], Yasushi Tanaka[1], Yuya Takahashi[1]
Joichi Kusano[2], Yoshinobu Oshima[3], Masahiro Ishida[3]
[1]The University of Tokyo, [2]Accuthela Inc., [3]Public Works Research Institute

可搬型高エネルギーX 線源とトモシンセシスによる橋梁内部構造評価
鉄筋形状評価と構造解析の高精度化

Evaluation of Bridge Inner Iron Structure by Portable High Energy X-ray Sources and Tomosynthesis
Evaluation of Shape of Inner Iron and Enhancing Accuracy in Structural Analysis

*小沢 壱生[1]，矢野 亮太[1]，竹内 大智[1]，三津谷 有貴[1]，土橋 克広[1]，上坂 充[1]，草野 譲一[2]，
貝吹 太志[3]，櫻井 栄男[4]，吉田 英二[5]，大島 義信[5]，石田 雅博[5]
[1]東京大学，[2](株)Accuthera，[3]Atomy Research，[4]SAKURAI and associates(株)，[5]土木研究所

抄録 可搬型 Linac を使用した橋梁健全性評価に「トモシンセシス」という手法を持ち込むことで、内部構造の３次元可視化を実現し、強度に関わる鉄筋形状の評価の高精度化を目指した。

キーワード：加速器応用，社会インフラ，橋梁検査，トモシンセシス，画像処理

1. 緒言

高度経済成長期に建造された多くの社会インフラが老朽化しはじめ、高精度な健全性評価の手法確立が求められている中、当研究室では可搬型 950 keV/3.95 MeV X 線源を使用した透過 X 線試験の実用化を目指している。単純 X 線撮像では困難な内部構造３次元化を実現するトモシンセシスについての研究を行った。

2. 日本初の実橋梁対象のトモシンセシス試験

実橋梁を対象にトモシンセシスを実施し、内部構造の３次元可視化に成功した。

3. 供試体を用いたトモシンセシス試験

トモシンセシスの実用化には、鉄筋径評価の精度（分解能①）と、トモシンセシス可能な奥行方向の物体間距離の閾値（分解能②）を調べておく必要がある。この二つの空間分解能を精査するために、供試体を用いた試験を行った。可搬型 950 keV X 線源を使用した。

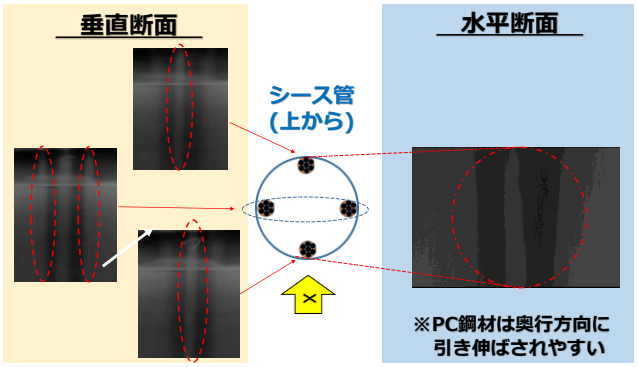


Fig.1 トモシンセシスによる供試体の内部構造３次元化（シース管内部の垂直断面と水平断面）

3-1. 分解能①についての結果

トモシンセシスで供試体水平断面を取得し（Fig.1）、10.7 mm 径 PC 鋼材の径評価を行った。Profile Curve の半値幅で推定すると、推定値は実測値よりいずれも小さくなり、最大-2.0 mm の誤差が発生した。

3-2. 分解能②についての結果

奥行物体間距離の閾値は 6.8 mm であった。この値は X 線源最大移動幅や移動ピッチ、また鉄筋径にも依存すると考えられ、計算シミュレーションでの検証も行った。

4. まとめ

実橋梁でのトモシンセシスを実施し、トモシンセシスの健全性評価に必要な二つの分解能を定量的に評価でき、精度向上のための考察を行った。同じ３次元化技術の「部分角度 CT」との結果比較も行った。

参考文献

[1] 篠原広行, 陳欣胤, 中世古和真 et al.：断層映像研究会雑誌 39(2),15-20 (2013).

*Issei Ozawa[1], Ryota Yano[1], Hiroaki Takeuchi[1], Yuki MItsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Johichi Kusano[2], Futoshi Kaibuki[3], Hideo Sakurai[4], Eiji Yoshida[5], Yoshinobu Oshima[5], and Masahiro Ishida[5]
[1]The University of Tokyo, [2] Accuthera Inc., [3]Atomy Research, [4].SAKURAI and associates, Inc. , [2]Public Works Research Institute.

UVSOR における LCS-NRF による同位体 CT 測定
(1) UVOSR における同位体 CT 測定システム

Study on Isotope CT imaging by using LCS-NRF in UVSOR
(1) LCS-NRF CT Measurement System in UVSOR

*大垣　英明[1], 全　炳俊[1], 平　義隆[2], 早川　岳人[3], 静間　俊行[3], 紀井　俊輝[1],
豊川　弘之[2], 加藤　政博[4]
[1]京大エネ研, [2]産総研, [3]量研機構, [4]分子研

我々のグループでは、UVSOR のレーザーコンプトンガンマ線(LCSγ線)を用いた同位体 CT の画像の取得に関して研究を行ってきた。鉛、鉄、アルミニウムからなる小型ファントムに対して、今回 5.4 MeV の LCSγ線を用いて CT 画像の取得に成功した。本講演では、構築した測定システムについて報告する。

キーワード：同位体イメージング，核共鳴蛍光散乱(NRF)，コンピュータトモグラフィ(CT)

1. 緒言

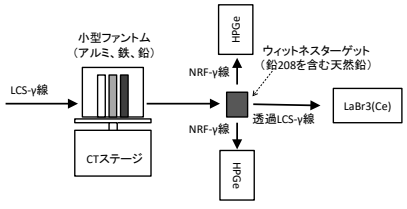
同位体 CT 画像は核物質管理等に関し有効と考えられており、我々のグループでは、LCSγ線と光核共鳴散乱（NRF）法を用いた手法を提案し、実証実験を行ってきている[1]。最近では放射光施設 UVSOR において、LCSγ線ビームラインを新たに立ち上げ、CT 像の取得に取り組んでいる。

2. UVSOR での LCSγ線ビームラインと同位体 CT 実験

NRF の反応断面積はμb のオーダーであり、特に同位体イメージングの実用化には、強力な LCSγ線源開発が必須である。現在、最も強力な LCSγ線施設は米国 Duke 大学の HIGS 施設であり、$10^{6\text{-}7}$ph/s の LCSγ線をユーザーに提供している。我々は NRF を用いた同位体イメージングの研究のために、γ線収量の増大が可能な蓄積リング型 FEL での LCSγ線の発生を最終目標に、UVSOR にて LCSγ線のビームラインの開発と、同位体イメージングの研究を 2014 年度より開始した。まず手始めに、レーザーとしてはリング外部から、5 W のファイバーレーザーを導入し、LCSγ線発生とその特性評価を行った。また、この 5.4 MeV の LCS を鉛、鉄、アルミニウムロッドを埋め込んだ小型ファントム（40mmφ）に照射して、同位体分布の CT 画像取得実験を行った。右図に同位体 CT 測定系の概略図を示す。^{208}Pb を含むファントムを透過した LCSγ線を同じく ^{208}Pb を含む天然鉛（ウィットネスターゲットタ）に導き、^{208}Pb の NRFγ線（5.2MeV）を 2 台の大型 Ge 検出器を用いて測定した。一方、通常のγ線透過画像はウィットネスターゲット下流に設置した $LaBr_3$(Ce)検出器を用いて測定した。

3. 結果

γ線フラックスとマシンタイムから、今回の実験では 2 次元 CT 像の取得を、角度を 6 点、横方向に 7 点に対して行い、ラフではあるが、鉛 208 の位置の CT 再構成に成功した。画像構成等結果に関しては、シリーズ発表（２）にて行う。



図：同位体 CT 測定系

参考文献

[1] H. Ohgaki et al., IPAC2016, TUPOY046.

* Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Yoshitaka Taira[2], Takehito Hayakawa[3], Toshiyuki Shizuma[3], Toshiteru Kii[1], Hiroyuki Toyokawa[2], and Masahiro Katoh[4]
[1]IAE, Kyoto Univ., [2]AIST, [3]QST, [4]IMS

UVSOR における LCS-NRF による同位体 CT 測定
(2) LCS-NRF による同位体 CT 画像再構成のためのソフトウェア開発

Study on Isotope CT imaging by using LCS-NRF in UVSOR

(2) Development of software for isotope image reconstruction of LCS-NRF CT experiment

*全　炳俊 [1], 大垣　英明 [1], 平　義隆 [2], 早川　岳人 [3], 静間　俊行 [3], 紀井　俊輝 [1],
豊川　弘之 [2], 加藤　政博 [4]

[1] 京大エネ研, [2] 産総研, [3] 量研機構, [4] 分子研

UVSOR のレーザーコンプトン(LCS)ガンマ線を用いて、鉛、鉄、アルミニウムからなる小型ファントムにおいて鉛の同位体である ^{208}Pb のみを CT によって非破壊イメージングする事に成功した。本研究では、低解像度な測定結果から良質な CT 再構成を行う事が可能なソフトウェア開発した。

キーワード：同位体イメージング，核共鳴蛍光散乱(NRF)，コンピュータトモグラフィ(CT)

1. 緒言

LCS ガンマ線を用いた同位体 CT 測定手法が提案されており[1]、我々の研究グループでは放射光施設 UVSOR において LCS ガンマ線ビームラインを新たに立ち上げ、その原理実証研究を行っている。本手法は NRF を用いて同位体識別を行うが、NRF の散乱断面積は小さく、現状の LCS ガンマ線強度では長時間測定が必要である。限られた測定時間で測定を終える為には、CT 測定の角度測定条件および位置測定点を少なくする必要が有り、測定データは非常に低解像度な物となる。その為、投影数や画素数の少ない低解像度な測定データから良質な CT 再構成像を得る手法を新たに確立する必要がある。

2. ソフトウェア開発

逐次近似法は、角度投影数や空間測定点が少ない条件でも再構成が可能である。逐次近似法には加算型と乗算型があるが、収束性が良いために加算型逐次近似法である ART[2]法をベースとした。ART 法を用いた画像再構成では、再構成画像イメージを回転させ、順投影した結果と測定で得られた投影データとの差分をとり、それを逆投影する必要が有るが、解像度が低くデータ点数が少ない場合は、その操作を行う際に格子点の欠損等が発生する場合がある。この問題を解決する為に、再構成前に格子点数を 8 倍に増やし、再構成後に 8 分の 1 に減らす前処理および後処理を追加した。更に計算途中のデータのロスを避ける為、計算領域を拡大するなどの対策を施した。

3. 結果

開発したソフトウェアにより得られた再構成像を図 1 に示す。図中の鉛 208 存在量が高い領域は実際の鉛配置と良く一致し、低解像度の測定結果から良質な再構成像を得られる事を確認した。

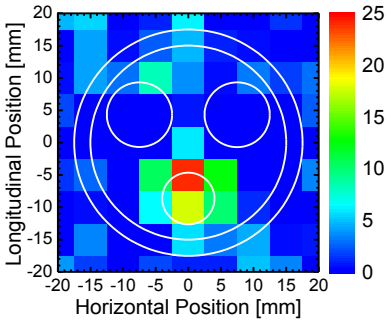


図 1：再構成画像。カラーバーは鉛 208 存在量の相対値を示す。

参考文献

[1] I. Daito et al., Energy Procedia 89 (2016) 389 – 394.

[2] R. Gordon *et al*., International Review of Cytology, Vol. 38, p. 111 (1974).

*Heishun Zen[1], Hideaki Ohgaki[1], Yoshitaka Taira[2], Takehito Hayakawa[3], Toshiyuki Shizuma[3], Toshiteru Kii[1], Hiroyuki Toyokawa[2], and Masahiro Katoh[4]

[1]IAE, Kyoto Univ., [2]AIST, [3]QST, [4]IMS

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

[1D01-06] Accelerator based neutron source

Chair: Kenichi Watanabe (Nagoya Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 10:20 AM - 12:00 PM Room D (16-204 Building No.16)

[1D01] Status of J-PARC Transmutation Experimental Facility Program

*Fujio Maekawa[1] (1. JAEA)

10:20 AM - 10:35 AM

[1D02] Status of J-PARC Transmutation Experimental Facility Program

*Nariaki Okubo[1], Shigeru Saito[1], Hironari Obayashi[1], Toshinobu Sasa[1] (1. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[1D03] Status of J-PARC Transmutation Experimental Facility Program

*Tao Wan[1], Hironari Obayashi[1], Toshinobu Sasa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM

[1D04] Status of J-PARC Transmutation Experimental Facility Program

*Hayanori Takei[1], Koichiro Hirano[1], Kazuyoshi Tsutsumi[1], Shin-ichiro Meigo[1] (1. J-PARC/JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[1D05] A function of neutron production in a compact neutron source using the ^{9}Be + p reaction

*Yasuo Wakabayashi[1], Atsushi Taketani[1], Yoshimasa Ikeda[1], Takao Hashiguchi[1], Tomohiro Kobayashi[1], Sheng Wang[2], Mingfei Yan[2], Masahide Harada[3], Yujiro Ikeda[1,3], Yoshie Otake[1] (1. RIKEN, 2. Xi'an Jiaotong University, 3. J-PARC Center)

11:20 AM - 11:35 AM

[1D06] Target and shielding design of accelerator-driven transportable neutron source

*Yusuke Kushima[1], Yosie Otake[2], Tomohiro Kobayashi[2], Noriyosu Hayashizaki[3], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Daisuke Matsushima[1], Yujiro Ikeda[2] (1. Tokyo City University, 2. RIKEN, 3. Tokyo Institute of Technology)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

J-PARC 核変換実験施設計画の現状
（1）ADS ターゲット試験施設（TEF-T）設計の進展

Status of J-PARC Transmutation Experimental Facility Program
(1) Progress in design of ADS Target Test Facility (TEF-T)

*前川 藤夫, ADS ターゲット試験施設設計チーム
原子力機構

加速器駆動核変換システム（ADS）の開発に資するため、J-PARC 核変換実験施設の一施設として、液体鉛ビスマス環境下で陽子ビーム照射した構造材料の挙動を研究するための ADS ターゲット試験施設（TEF-T）の建設を計画している。本講演では、TEF-T の設計の進展について紹介する。

キーワード：J-PARC, 核変換実験施設, ADS ターゲット試験施設, TEF-T, ADS, 鉛ビスマス, 材料照射

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減のため、原子力機構では加速器駆動システム（ADS, 図 1）を用いた分離変換技術の研究開発を進めている。その中心施設として、大強度陽子加速器施設 J-PARC に核変換実験施設（TEF, 図 2）の建設を計画している。本シリーズ発表では、TEF の 2 施設（TEF-P と TEF-T）のうち、TEF-T の設計と関連 R&D の進展について紹介する。

2. TEF-T 設計の進展

TEF-T は、ADS 炉心のターゲット・冷却材である液体鉛ビスマス共晶合金（LBE）と加速器側真空ダクトとの境界をなす陽子ビーム窓開発のための材料照射及び LBE ターゲット開発を主目的とする。施設建設に向け、陽子ビーム輸送系、LBE ターゲットシステム、照射後試験設備、ターゲットステーション、多目的利用設備、機械・電気設備、建家等、全ての機器と建家の設計を詳細化し、これを技術設計書[1]として取り纏めた。また、大型 LBE モックアップループ試験、超音波式流量計や酸素濃度センサ等の計装機器開発、TEF-P 向け微弱陽子ビーム取出しのためのレーザ荷電変換試験等、建設に必要な技術開発を進めた。これらの取組みにより、建設の準備が概ね整った。

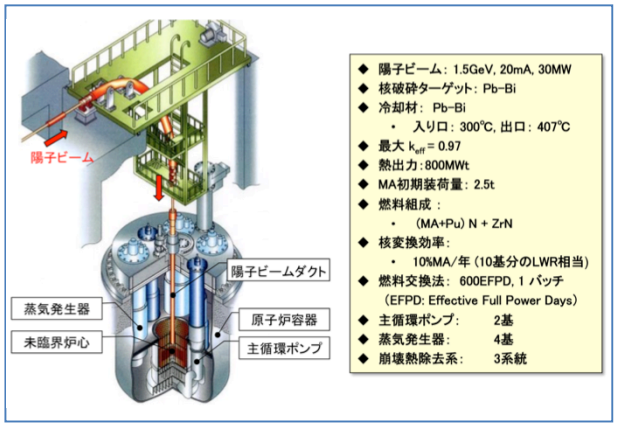


図 1 JAEA が提案する実用 ADS 概念図と諸元.

図 2 J-PARC 核変換実験施設の概要.

参考文献

[1] ADS ターゲット試験施設設計チーム, “J-PARC 核変換実験施設技術設計書; ADS ターゲット試験施設(TEF-T)”, JAEA-Technology 2017-003 (2017).

（本講演は、核変換技術研究開発補助事業によって得られた成果を含みます。）

*Fujio Maekawa, ADS Target Test Facility Design Team
Japan Atomic Energy Agency

J-PARC 核変換実験施設計画の現状
(2) ADS へ向けた材料研究の現状と試験計画

Status of J-PARC Transmutation Experimental Facility Program
(2) Current status of material research toward ADS

*大久保 成彰，斉藤 滋，大林 寛生，佐々敏信
日本原子力研究開発機構

加速器駆動核変換システム（ADS）開発に資するため、原子力機構では、J-PARC 核変換実験施設として、液体鉛ビスマス流動下で材料の照射挙動を研究するための ADS ターゲット試験施設（TEF-T）の建設を計画している。本発表では、TEF-T 照射計画及び ADS へ向けた材料研究の現状について紹介する。

キーワード：鉛ビスマス共晶合金、腐食/浸食、J-PARC、核変換実験施設、ADS、陽子ビーム照射

1. 緒言

原子力機構で研究開発を進めている ADS や TEF–T では、核破砕ターゲット及び未臨界炉心部の冷却材として液体鉛ビスマス共晶金属（LBE）を用いる。LBE 中の鉄鋼材料の照射や腐食挙動の把握及び予測は、図 1 に示すように、陽子ビーム加速器側の高真空と LBE を隔てる重要な機器であるターゲット窓や、MA を装荷するための燃料被覆管等の健全性や寿命を左右するため、ADS 実現に向けた重要な研究項目の一つである。本発表では、ADS や TEF–T 等の液体鉛ビスマス中にて使用される機器の材料課題、それに向けた TEF–T 照射計画及び LBE 中材料試験の現状について報告する。

2. TEF-T 照射計画

ADS ターゲット窓材では、高強度の陽子線照射及び核破砕中性子照射により、高い弾き出し損傷と同時に核変換生成物であるヘリウムと水素の重畳影響を受ける。また、LBE の流れ場の中で、温度や酸素濃度によって材料は腐食や浸食作用も受けることから、ADS 機器の設計や寿命評価には、照射と流動 LBE 環境中の材料挙動（腐食/浸食及び強度変化）データが必須である。TEF-T 照射実験施設により、ADS ターゲット窓で想定されている 450～550℃、20 dpa までの照射データ取得が可能となる。

本報告は、核変換技術研究開発補助事業によって得られた成果を含む。

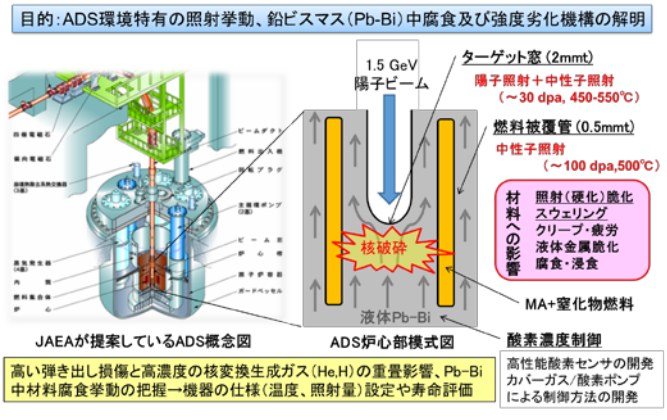


図 1　ADS 概念図及び未臨界炉心部の材料課題

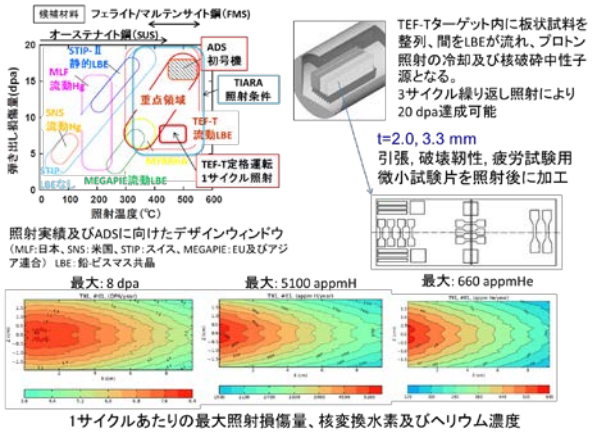


図 2　ADS に必要な照射条件と TEF-T 照射

*Nariaki Okubo, Shigeru Saito, Hironari Obayashi, Toshinobu Sasa
Japan Atomic Energy Agency

Status of J-PARC Transmutation Experimental Facility Program
(3) Numerical design analyses for the TEF-T lead-bismuth spallation target

*Tao Wan[1], Hironari Obayashi[1] and Toshinobu Sasa[1]

[1] J-PARC Center, Japan Atomic Energy Agency

To improve the safety margin of TEF-T lead-bismuth spallation target, it is necessary to eliminate the stagnant flow region in liquid lead-bismuth and to reduce the stress level on the target vessel. For this purpose, the target design has been performed by applying the CFD analyses and the structural analyses. Results showed that the safety margin of target can be improved effectively by the modification of target inner structure.

Keywords: J-PARC, ADS, TEF-T, Lead-bismuth spallation target, CFD, structural analysis, safety margin

1. Introduction

A Lead-Bismuth Eutectic (LBE) spallation target will be installed to the ADS Target Test Facility (TEF-T), which will be constructed within the framework of J-PARC project to carry out basic R&Ds for the future ADS. The spallation target will be bombarded by pulsed proton beams and cooled by LBE (Fig. 1). Target designs were performed to reduce the temperature and thermal stress level on the beam window (BW) to improve the safety margin of the target.

2. Improvement of the TEF-T target design

Figure 2 shows two stagnant flow regions were formed in LBE for the original target: a) in the inner tube, and b) at the center of BW [1]. Temperature in these regions are higher than surrounding area. To eliminate the stagnant flow region in the inner tube, flow slits were added to the inner tube. For the stagnant region around the center of the BW, two types of modifications were tested: 1) add flow guides between the LBE vessel and inner tube (Design A), and 2) change the shape of BW (Design B). Comparing with original design, temperature and generated thermal stress on the BW were reduced (Fig. 3). Results illustrates that the modified designs can eliminate the stagnant flow region effectively and improve the target safety margin obviously.

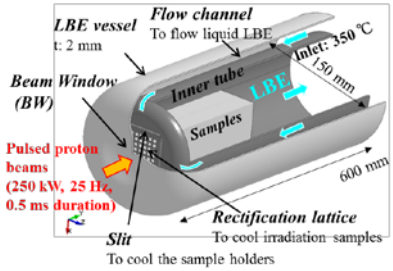


Fig. 1 Schematic drawing of LBE spallation target in TEF-T

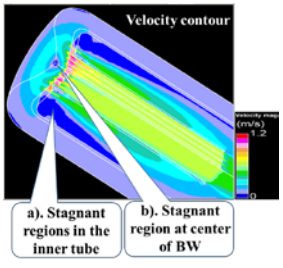


Fig. 2 LBE flow behavior for the original design target

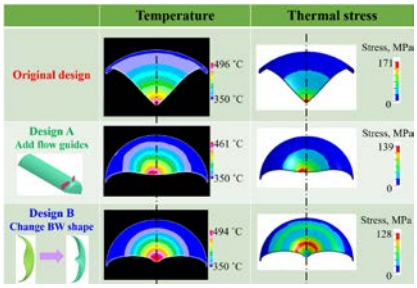


Fig. 3 Comparison of results between the original design, Design A and Design B.

References

[1] Tao Wan, Hironari Obayashi, and Toshinobu Sasa, “Numerical study on LBE flow behavior of the TEF-T LBE spallation target at JAEA”, in Proceedings of NUTHOS-11, N11P0102 (2016).

This presentation includes results obtained with the Subsidy for Research and Development on Nuclear Transmutation Technology.

J-PARC 核変換実験施設計画の現状
(4) レーザーを用いた小出力ビームの取り出し

Status of J-PARC Transmutation Experimental Facility Program

(4) Low-Power Beam Extraction by Laser

*武井 早憲[1], 平野 耕一郎[1], 堤 和昌[1], 明午 伸一郎[1]

[1]原子力機構 J-PARC センター

J-PARC で整備を目指している核変換物理実験施設（TEF-P）では、リニアックからの大強度負水素イオンビーム（エネルギー400 MeV、出力 250 kW）から小出力の陽子ビーム（最大出力 10 W）を安定に取り出す必要がある。原子力機構では、レーザーを用いた荷電変換によるビーム取り出し法を提案し、開発を行っている。今回、3 MeV の負水素イオンが加速できるリニアックにおいてレーザー荷電変換試験を実施したところ、約 8 W 相当の安定したビームを長時間取り出すことに成功した。

キーワード：核変換実験施設，小出力ビームの取り出し，レーザー荷電変換

1. 緒言

J-PARC リニアックから出射するビームは、大強度（エネルギー400 MeV、繰り返し 25 Hz、出力 250 kW）の負水素イオン（H^-）であり、その殆どが ADS ターゲット試験施設（TEF-T）へ輸送され、その一部のビームを核変換物理実験施設（TEF-P）に向けて安定に取り出す必要がある。大強度ビームから小出力ビームを取り出すにはフォイル用いた荷電変換法などが一般的に用いられるが、フォイルの変形や真空悪化時には想定以上に強い強度のビームが取り出されるおそれがあった。このため、安定してビームを取り出す新たな方法を開発しなければならず、原子力機構では、レーザー荷電変換により安定してビームを取り出す方法を提案し、開発を行っている。従来、レーザーによる荷電変換は H^- ビーム診断[1]に用いられているが、この方法が長期間安定にビーム取り出しに適用できるかどうか実験的に検証されていない。今回、3 MeV の H^- ビームを用いてレーザー荷電変換試験を実施したので報告する。

原子力機構が提案するレーザー荷電変換の原理を図 1 に示す。H^- ビームに Nd:YAG レーザー光（波長 1064 nm, 1.6 J/shot, 25 Hz）を照射すると、H^- の水素原子に弱く結合している電子はレーザー光により容易に引き離されるため、中性水素（H^0）に変換される。そして、偏向電磁石により H^- と H^0 を分離し、H^0 ビームを取り出せる。一方、何らかの原因によりビームライン中の真空が悪化すると、真空中のガスとの相互作用により H^- が H^0 に変換される。この変換を防止するために、レーザー照射部を偏向電磁石中に設けた。これにより真空が悪化した場合でも大強度のビームが TEF-P に入射することを防止できる。レーザー照射部から取り出された H^0 ビームは荷電変換フォイルを用いて陽子（H^+）に変換し、その後 TEF-P に輸送する。

2. 3 MeV H^- ビームを用いたレーザー荷電変換試験及び結果

原子力機構では、3 MeV の H^- が加速できるリニアック（ピーク電流 30 mA、繰り返し 25 Hz）にレーザー機器等を設置し、レーザー荷電変換によるビーム取り出し試験を実施した。この試験では、TEF-P の運転条件から取り出した H^+ ビームの出力を 5～10 W 相当、ビーム出力の安定性を 5%以下とする目標を設定した。また J-PARC の運転スケジュールと整合するために、ビーム取り出し期間を 7 日（延べ 56 時間）以上とした。図 2 はレーザー光と H^+ ビームの波形を示す。図より、レーザー光に起因して H^+ ビームが取り出され、H^+ ビームの出力は約 8 W 相当となった。また出力安定性は約 2%、取り出し時間は延べ 65 時間となり、目標を達成した。従って、J-PARC における大強度 H^- ビームから小出力ビームを安定的に取り出すための制御技術の基礎を確立した。

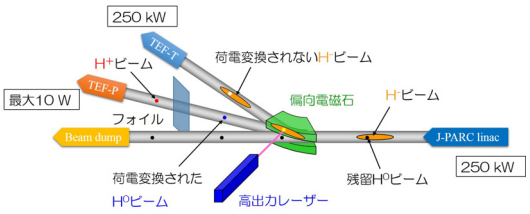


図 1 レーザー荷電変換の原理

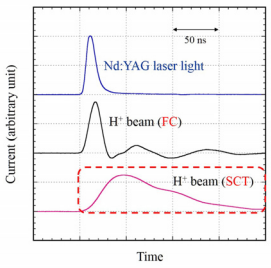


図 2 レーザー光（上段）と H^+ ビーム（中段）の波形

参考文献

[1] Y. Liu *et al.*, “Laser wire beam profile monitor in the spallation neutron source (SNS) superconducting linac”, *Nucl. Instr. Meth.*, vol. A612, pp. 241-253, 2010.

本発表内容は、核変換技術研究開発補助事業によって得られた成果を含みます。

*Hayanori Takei[1], Koichiro Hirano[1], Kazuyoshi Tsutsumi[1] and Shin-ichiro Meigo[1]
[1] J-PARC/JAEA

^{9}Be+p 反応を用いた小型中性子源のための中性子発生関数

A function of neutron production in a compact neutron source using the ^{9}Be+p reaction

*若林 泰生[1]，竹谷 篤[1]，池田 義雅[1]，橋口 孝夫[1]，小林 知洋[1]，
王 盛[1,2]，严 明飞[2]，原田 正英[3]，池田 裕二郎[1,3]，大竹 淑恵[1]
[1]理研，[2]西安交通大学，[3]J-PARC センター

近年加速器中性子源の開発、利用の拡大に伴い、^{9}Be+p 反応による中性子発生の需要が増加しているが、核データ情報の不足等から正確な中性子発生スペクトルや角度分布が得られない問題が発生している。その解決策として、実験データを基に独自の中性子発生関数を作成し、その有効性の評価を行った。

キーワード：小型中性子源，陽子加速器，核データ

1. 背景

7MeV 陽子―ベリリウム標的を用いた小型中性子源 RANS[1]の研究開発では、核データ情報の不足から、従来のシミュレーションコード(従来コード)による発生中性子スペクトルでは数倍程度の不確定性をもっている。RANS の中性子スペクトル評価および分析装置としての精密性向上へ向けて、その問題解決のために、^{9}Be+p 反応に関する報告済み実験データを基にした、独自の ^{9}Be+p 反応における中性子発生関数の作成に取り組んでいる。

2. 手法

標的中のエネルギー損失が数 keV～数十 keV 程度の薄い Be 標的および 20 MeV 以下の低エネルギー陽子を用いた ^{9}Be+p 反応に関する報告済みの発生中性子(全断面積、角度分布、エネルギースペクトル)の実験データを核データライブラリーより収集し、それらのデータを入射陽子エネルギー(Ep)でフィッティングし、12MeV 以下の Ep に関して、発生中性子を再現する独自関数を作成した。

3. 結果

小型中性子源における中性子スペクトルの見積もりなど、発生中性子源としての有効性を評価するため、標的中のエネルギー損失は SRIM コード[2]で計算した値およびモンテカルロシミュレーションを用いて、Ep および標的厚を引数として独自関数による発生中性子の計算を行い、角度毎のエネルギースペクトルに関して報告済みの厚い Be 標的を用いた実験データ(入射陽子エネルギー4, 11, 12 MeV)および従来コードを用いた結果と比較した。その結果、従来コードに比べ実験値をより正確に再現していることが分かった。これにより、独自関数は ^{9}Be+p 反応を用いた小型中性子源における発生中性子評価に有用であることが示された。

参考文献

[1] Y. Otake (partial author) : Compact neutron source. In A.W. Chao, W. Chou (Eds.) “Reviews of Accelerator-Science and Technology”, World Scientific, 8 (2016), 181.

[2] J.F. Ziegler et al, The stopping and Range of Ions in Solids, Pergamon Press, 1985

---

*Yasuo Wakabayashi[1], Atsushi Taketani[1], Yoshimasa Ikeda[1], Takao Hashiguchi[1], Tomohiro Kobayashi[1], Sheng Wang[1,2],Mingfei Yan[2], Masahide Harada[3], Yujiro Ikeda[1,3] and Yoshie Otake[1]

[1]RIKEN, [2]Xi’an Jiaotong Univ., [3]J-PARC Center

加速器駆動可搬型中性子源のターゲットおよび遮蔽設計

Target and shielding design of accelerator-driven transportable neutron source

*串間　祐亮[1]，松嶋　大輔[1]，小林　知洋[2]，池田　裕二郎[2]，林崎　規託[3]，羽倉　尚人[1]，
河原林　順[1]，大竹　淑恵[2]
[1]東京都市大学，[2]理化学研究所，[3]東京工業大学

社会インフラ劣化が喫緊の課題となっている現在、橋梁等の大型コンクリート構造物の非破壊検査の新たな技術開発が待たれている。そのニーズに応えるため理研では加速器駆動小型中性子源 RIKEN accelerator-driven compact neutron source(RANS)による実験結果をもとに、現場利用を最終目標とする可搬型中性子源のプロトタイプ開発を開始した。可搬型中性子源のプロトタイプの設計の基本となる中性子発生標的および周辺構造材の核特性及び遮蔽評価を行った。

キーワード：小型中性子源，加速器，モンテカルロ計算，Li ターゲット

1. 緒言

本研究は、可搬型中性子源のプロトタイプを開発し、高速中性子を用いたバルクインフラ内部のイメージング技術開発を大目的としている。プロトタイプでは 2.49 MeV 陽子線を Li ターゲットに対して照射し、^{7}Li(p,n)^{7}Be 反応を用いることとした。計算を基に、中性子のスペクトル変化や減衰に加え、対象の有効厚さ、施設全体の線量分布などの評価検討を実施し、今後工学設計のベースを構築する。

2. 評価計算

用いた粒子輸送計算コードは PHITS,ver2.870 であり核データ(ENDEF70)を組み込んだ。2.49MeV の陽子線を直径 2cm、厚さ 80μm の Li に打ち込み、Li 中心から 10cm 離れた位置における 0 度から 180 度まで 30 度おきに表面積が 4cm^2 の仮想検出器を置いて中性子スペクトルの角度分布を計算した(図１)。

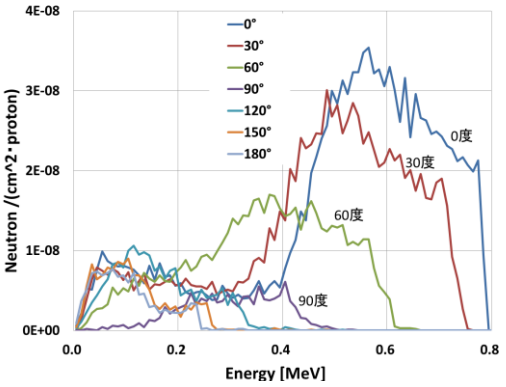


図 1：2.49MeV 陽子線による中性子の発生角度分布

次に、モデル化したコンクリート体系を対象とし、中性子ビーム入射形状の影響、コンクリート中の中性子スペクトルの変化、減衰、広がりなど、中性子源設計の基本特性を求めた。中性子源体系を直径 60cm、長さ 80cm のポリエチレンの円筒で模擬し、直径 2m、厚さ 30cm のコンクリートに中性子を打ち込んだ時の（図 2 上図参照)、コンクリートの表面から 10cm 毎の深さにおける中性子エネルギースペクトルを図 2 下図の様に求めた。

3. 結果

図１より、発生中性子は前方向が強く最大エネルギーが 800keV 程度である。200keV 以下のエネルギー領域では角度の偏りは小さい。また、陽子ビームに対して 90 度方向へのフラックスが最小である。

厚さ 30cm のコンクリート中の透過中性子スペクトルを図２に示す。10cm 毎に中性子フラックスの積算値は減少していき、100keV 以上の高速成分は 30cm 厚のコンクリート透過後には 10^{-3} 程度となり透過イメージングにおける対象厚さ上限を定量評価できた。その他、遮蔽体の実行厚さに関する知見を得ることができた。

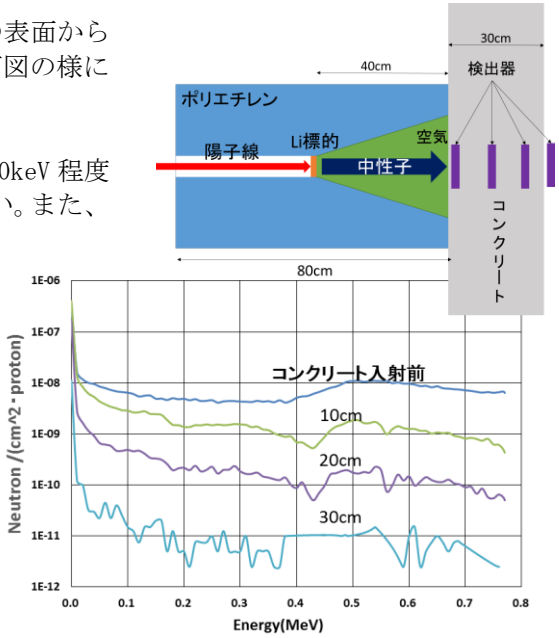


図 2：コンクリート透過線量と体系図

4. 結言

RANS2 に用いる予定の陽子線と Li によって発生する中性子の角度分布とコンクリートへの透過を確認することができた。今後この結果をもとに、実用化に向けた可搬型中性子源の設計を進める。

参考文献

[1] T. Sato, et al,Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)
[2] 核データ研究グループ　日本原子力研究開発機構 Plotting tool for ENDF (Evaluation Nuclear Date File)URL:http://wwwndc.jaea.go.jp/ENDF_Graph/(2017/01/18)

*Yusuke Kushima[1], Daisuke Matsushima[1],Tomohiro Kobayashi[2],Yujiro Ikeda[2],Noriyosu Hayashizaki[3],Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1] and Yoshie Otake[2]
[1]Tokyo City Univ., [2].RIKEN,[3] Tokyo Institute of Technology

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

[1D07-10] Neutron Physics

Chair: Jun Kawarabayashi (Tokyo City University)

Mon. Mar 27, 2017 2:45 PM - 3:50 PM Room D (16-204 Building No.16)

[1D07] Development of Stereopsis using Compact Neutron Sources (II)

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1D08] Development of a general-purpose code for thermal neutron scattering cross-sections by molecular dynamics

*Yutaka Abe[1], Fumiaki Funama[1], Seiji Tasaki[1], Masahiro Hino[2] (1. Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 2. KURRI, Kyoto University)

3:00 PM - 3:15 PM

[1D09] Effects of alignment errors on the transport efficiency of JRR-3 neutron guides

*Itaru Tamura[1], Masaji Arai[1], Kazuhiko Soyama[2] (1. Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, NSRI, JAEA , 2. MLF, J-PARC, JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1D10] Beam transport optics for compact neutron sources II

*Masahiro Hino[1], Tatsuro Oda[1], Hisao Yohinaga[1], Takuya Hosohata[2], Yutaka Yamagata[2], Shin Takeda[2], Norifumi L Yamada[3], Hitoshi Endo[3], Michihiro Furusaka[4], Shinya Morita[5] (1. Kyoto Univ., 2. RIKEN, 3. KEK, 4. HokkaidoUuniv., 5. TDU)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

小型中性子源におけるステレオグラム撮像法の開発 (II)

Development of a Stereopsis using Compact Neutron Sources (II)

*田崎 誠司[1]、安部 豊[1]、金光 恭禎[1]
[1]京都大学工学研究科原子核工学専攻

小型の加速器を用いた中性子源は、中性子束は低いものの、実験の容易さや減速材までの距離を縮められるなどの利点がある。本発表では、イメージングの手法の一つとして、少ない撮像枚数で立体的な構造を再現できるステレオグラム撮像法について、京大理学部の小型中性子源を用い昨年よりも改良した解析手法による結果を報告する。

キーワード：小型中性子源、中性子イメージング、ステレオグラム

1. 緒言

中性子は、物質への透過性、X 線とは異なる相互作用を持つこと等の特徴から、非破壊分析のための有用なプローブとなっている。現在わが国では、簡便な利用を促進するための小型の加速器を用いたコンパクトな小型中性子源の開発が進んでいる。これらは中性子束は低いが工学的に有用なツールとなり得る。

中性子を用いて試料の透過像を撮影する場合、試料の奥行き情報を得るだけであれば、試料の角度を変えて撮像するステレオグラム撮像法で可能である。我々のグループでは、京大理学部の小型加速器中性子源(KUANS)を用いてステレオグラム撮像法の開発を行ってきたが、本発表ではこれまでよりも進んだ解析を行った結果を報告する。

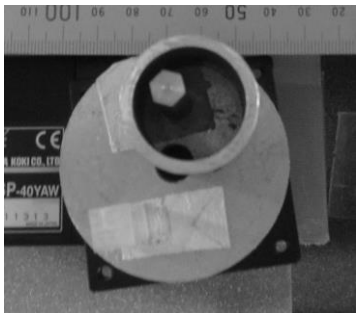


図 1 試料の写真

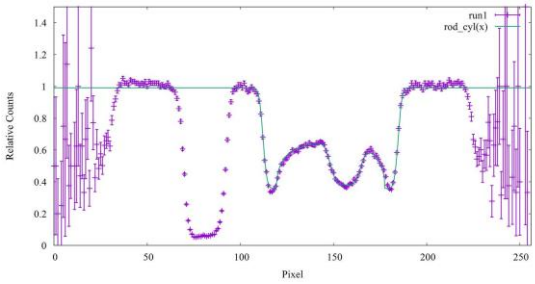


図 2 試料の中性子透過像にフィッティングを行った結果

2. 撮像結果と解析

2-1. 撮像方法

KUANS から出力された中性子を約 4m 離れた回転テーブルに載った試料に照射し、試料から 15 ㎝離れたところに設置した 2 次元位置感度型フォトマルを用いた中性子検出器で撮影した。得られた像について鉛直方向に足し合わせて 1 次元化して図 2 のような分布を得た。

2-2. 解析方法と結果

前回は物体の端の勾配に tanh 関数をフィットさせてその中心位置の撮影角度による変化から奥行位置を求めたが、今回は物体の両端ともフィットできるよう誤差関数を組み合わせたフィット関数を用い、さらに物体での透過率も考慮することによって、図 2 右側（図 1 上側）のような真鍮円筒中の真鍮六角柱についてもフィットさせることができ、物体の位置精度が上がり、奥行位置の精度も向上した。

---

*Seiji Tasaki[1], Yutaka Abe[1] and Yasusada Kanemitsu[1]
[1]Department of Nuclear Engineering, Kyoto University

分子動力学法による熱中性子散乱断面積の汎用解析コード開発：含水素物質に対する適用

Development of a general-purpose code for thermal neutron scattering cross-sections by molecular dynamics: An application to hydrogenous materials

*安部 豊[1]，船間 史晃[1]，田崎 誠司[1]，日野 正裕[2]
[1]京大院工，[2]京大炉

様々な物質に対する散乱則データを作成するために，分子動力学法を利用した熱中性子散乱断面積の汎用解析コードを開発している．第一段階として数種類の含水素物質に対し本コードを適用し，広い入射中性子範囲にわたり全断面積について妥当な解析結果を得た．

キーワード：熱中性子散乱断面積，分子動力学法，含水素物質，散乱則

1. はじめに

熱中性子散乱断面積は，原子炉炉心，冷中性子源，中性子散乱装置などの設計・性能評価のための基礎データとして利用されているが, ENDF/B-VII や JEFF-3.1 などの核データライブラリに収録されている評価済みデータは，現在のところ十数種類の物質に限られている．NJOY/LEAPR などの核計算コードによる散乱断面積の解析では，物質（加えて温度）ごとに物理モデル（状態密度関数など）や関連パラメータを与える必要があるため，汎用的な適用性に難点があった．そこで本研究では，様々な物質に対して原子・分子の詳細な運動を考慮した熱中性子散乱断面積を簡便に解析可能とするために，分子動力学法を利用した汎用解析コードの開発を目的としている．

2. 解析方法・結果

今回は汎用解析コード開発の第一段階として，軽水などの含水素物質を対象物質とした．そのため，解析コードでは散乱断面積の評価式を非干渉性散乱近似とガウス近似を用いて構成し，原子の平均二乗変位を与える幅関数を分子動力学法から解析することにより，物質固有の特性を散乱断面積に反映させている（解析方法の詳細は文献[1]を参照）．図 1 に示すエタノールの全断面積では，解析結果は数 eV から数 meV までの入射中性子エネルギー範囲にわたり実験値[2,3]をほぼ再現している．また，適用例として解析した他の数種類の含水素物質についてもほぼ同等の結果が得られることを確認している．当日の発表では，本解析コードの詳細とこれらの適用結果について報告する予定である．

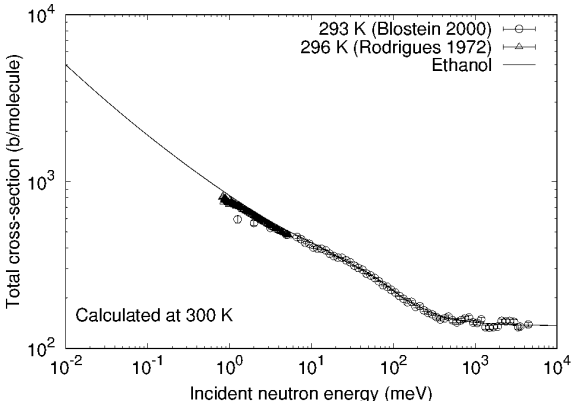


図 1　エタノールの全断面積の解析結果

参考文献

[1] Y. Abe, T. Tsuboi, S. Tasaki, Nucl. Instr. Meth. **A 735**, 568-573 (2014).

[2] C. Rodrigues, L.A. Vinhas, S.B. Herdade, L.Q. do Amaral, J. Nucl. Energy **26**, 379-383 (1972).

[3] J. Dawidowski, J.R. Granada, J.J. Blostein, Nucl. Instr. Meth. **B 168**, 462-466 (2000).

*Yutaka Abe[1], Fumiaki Funama[1], Seiji Tasaki[1] and Masahiro Hino[2]

[1]Department of Nuclear Engineering, Kyoto Univ., [2]Research Reactor Institute, Kyoto Univ.

JRR-3 中性子導管における据え付け誤差による輸送効率への影響

Effects of alignment errors on the transport efficiency of JRR-3 neutron guides

*田村 格良[1]，新居 昌至[1]，曽山 和彦[2]

[1]原子力機構原科研，[2]原子力機構 J-PARC

JRR-3 に設置されている中性子導管の据え付け誤差による輸送効率への影響を調査するために、中性子輸送シミュレーションの実施により評価した。

キーワード：JRR-3, 中性子導管, 据え付け誤差, シミュレーション, 中性子ビーム

1. 緒言

低速中性子を輸送する中性子導管では、中性子導管のミラー性能だけではなく、中性子導管の据え付け誤差も輸送に大きな影響を与える。本研究では、地震時の保守管理はもとより、実験装置の改良及び開発に資するため、据え付け誤差をパラメーターとしたシミュレーションを実施し、中性子導管の輸送効率について評価を行った。

2. 計算条件

シミュレーションは JRR-3 の T1 熱中性子導管を対象として実施した（図参照）。JRR-3 中性子導管は中性子鏡管ユニット(長さ 850mm、中性子ビーム幅 20mm 、高さ 200mm)を接続して長さ 60m とし、その曲導管部では曲率半径 3337.4m を満たすように、この鏡管ユニット間に接合角を持たせて据え付けている。シミュレーションに使用したコードは McStas[1,2]である。中性子鏡管ユニットに水平、垂直、回転方向への誤差を加えてシミュレーションを行い、起因する中性子輸送効率への影響を評価した。

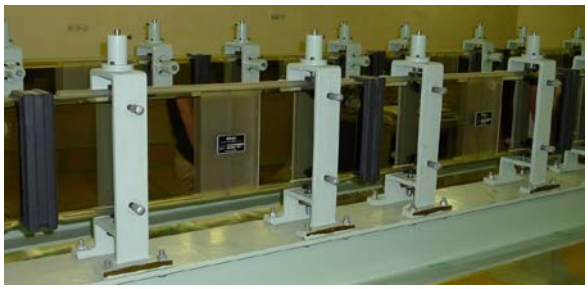


図　JRR-3 熱中性子導管

3. 結論

T1 熱中性子導管の輸送効率シミュレーションの結果、中性子導管の光学的特性を反映して、各鏡管ユニット間で水平方向の誤差が生じた場合で輸送効率の変化が見られ、水平方向 0.05mm のずれで 90.1%、0.1mm のずれで 80.4%と輸送効率の顕著な減少が確認された。また、特性波長は曲率半径が小さくなる方向に 0.05mm のずらした場合に最大 5%増加した。一方、垂直方向のずれについては、0.05mm のずれで 98.9%、0.1mm のずれで 98.0%と大きな変化は確認されなかった。これについては、主に JRR-3 の中性子導管ユニットの形状によると考えられる。

これらの結果から、JRR-3 における中性子導管の据え付け誤差が中性子輸送効率に与える影響について系統的な評価が可能となり、地震等に対応した再アライメントの指針が得られた。

参考文献

[1] K. Lefmann and K. Nielsen, Neutron News 10, 20, (1999).

[2] P. Willendrup, E. Farhi and K. Lefmann, Physica B, 350 (2004) 735.

---

*Itaru Tamura[1], Masaji Arai[1] and Kazuhiko Soyama[2]

[1]JAEA Nuclear Science Research Institute, [2]JAEA J-PARC

コンパクト中性子源のためのビーム輸送光学２

Beam transport optics for compact neutron sources II

*日野正裕[1], 小田達郎[1], 吉永尚生[1], 細畠拓也[2], 武田晋[2], 山形豊[2],
山田悟史[3], 遠藤仁[3], 古坂道弘[4], 森田晋也[5], 川端祐司[1]
[1]京大, [2]理研, [3]高エネ機構, [4]東京電機大, [5]北大

コンパクトな小型中性子源に有用なビーム輸送光学デバイスであり、従来の中性子輸送を変える可能性のある金属基板の集光スーパーミラーの開発状況を紹介する。

キーワード：コンパクト中性子源、集光ミラー、スーパーミラー、中性子光学、金属基板

J-PARC や SNS 等の大規模中性子源の稼働に伴い、産業利用も念頭に加速器を用いたコンパクトな小型中性子源開発が盛んになっている。最近では理研グループによる橋梁等のインフラ検査のための高速中性子ビーム利用等、中性子利用は多岐にわたっている。その中でも熱・冷中性子ビームを用いた中性子散乱やイメージングのニーズはますます大きくなっている。コンパクト中性子源の中性子発生率は概して大規模中性子源の 1/1000 以下と極端に少なく、それに伴い得られる熱・冷中性子ビーム強度も少ない。しかし J-PARC のような大規模加速器中性子源や JRR-3 や KUR 等の研究用と異なり、コンパクト中性子源は利用に適した中性子源設計とビーム輸送が可能となる。また中性子総量は少なくなるが、遮蔽や放射性廃棄物等は大幅に軽減される。特に大強度中性子源ではアクセスすることすら大変困難な、中性子源近傍の中性子輸送光学の開発研究が可能となる。また J-PARC のようなパルス中性子源では飛行時間法(TOF)を用いて広い波長幅を扱うため、中性子スーパーミラーは必須な光学デバイスとなっている。またパルス中性子源では、TOF を用いて時間弁別することでバックグラウンドを下げ、高い S/N での測定が可能となる。

ここで必要な低速中性子だけを高強度で輸送するために、中性子源と高い反射性能を持つ曲面スーパーミラー等の中性子輸送系の直結、果ては融合が期待される。しかしコンパクト中性子源とはいえ、ビーム利用可能な中性子強度を得るための中性子源近傍では、強力な放射線下にさらされる。熱・冷中性子輸送手法の代表である中性子スーパーミラー導管では、平滑な平面のガラスやシリコンが基板として利用される。これらの素材を平滑に曲率の大きな回転体等に加工することは大変困難であり、耐放射線や脆性的にも問題がある。ここで金属を基板とすることで、耐放射線にも優れ、分割して組み合わせ、構造材、例えばミラー自体を真空チャンバーや遮蔽としても利用可能となる。また機械加工用の NC 加工機での製作が可能となり、劇的な製作期間短縮とコスト削減も期待できる。しかし高性能なスーパーミラーの実現には、層間の拡散だけでなく、基板の表面粗さも 0.3nm 程度以下に抑える必要があり、一般に金属の結晶粒界により、サブナノメートルの表面粗さの実現が困難であった。我々は燐リッチで無欠陥な無電解ニッケルメッキを用いることで表面粗さ 0.3nm 以下を実現し、J-PARC BL16(SOFIA)反射率計でも実用可能な 1 次元楕円スーパーミラーの開発に成功した。そして世界で初めて金属基板の回転楕円体中性子スーパーミラーの開発に成功し、京大-KEK 連携で開発中の J-PARC B06(VIN ROSE)のビームラインを用いて、ベヘン酸銀の中性子小角散乱の明瞭なピークの観測に成功した。当日は金属基板の集光スーパーミラー開発現状を述べたい。

---

*Masahiro Hino[1], Tatsuro Oda[1], Hisao Yoshinaga[1], Takuya Hosobata[2], Shin Takeda[2], Yutaka Yamagata[2], Norifumi L. Yamada[3], Hitoshi Endo[3], Michihiro Furusaka[4], Shin-ya Morita[5], Yuji Kawabata[1]
[1]Kyoto Univ., [2]RIKEN, [3]KEK, [4]Hokkaido Univ., [5]Tokyo Denki Univ.

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

[1D11-17] Nuclide analysis, Radioactivity measurement

Chair: Noriaki Nakao (Shimizu Corporation)

Mon. Mar 27, 2017 3:50 PM - 5:45 PM Room D (16-204 Building No.16)

[1D11] Development of laser cooling and analysis on Sr isotope ions (4)

*Yoshihiro Iwata[1], Kyunghun Jung[2], Kazuhiro Yamamoto[1], Ikuo Wakaida[2], Masabumi Miyabe[2], Shuichi Hasegawa[1] (1. The University of Tokyo, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:50 PM - 4:05 PM

[1D12] Rapid detection method of radioactive particles in the atmosphere

*Tatsuyuki Maekawa[1], Yuji Oshima[1] (1. Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Co., Ltd.)

4:05 PM - 4:20 PM

[1D13] Applicability Study of Charged Particle Activation Analysis on Radionuclide Investigation

*Masumi Oshima[1,2], Yurie Yamaguchi[1], Tomohiko Kawakami[2], Katsuyoshi Tatenuma[2], Chunlei Bi[1], Shigeru Bamba[1], Takao Morimoto[1] (1. Japan Chemical Analysis Center, 2. Kaken Inc.)

4:20 PM - 4:35 PM

[1D14] Applicability Study of Charged Particle Activation Analysis on Radionuclide Investigation

*Tomohiko KAWAKAMI[1], Atsushi TANAKA[1], Katsuyoshi TATENUMA[1], Masumi OSHIMA[1,2], Shun SEKIMOTO[3], Tsutomu OHTSUKI[3] (1. KAKEN Inc., 2. Japan Chemical Analysis Center, 3. KYOTO UNIVERSITY)

4:35 PM - 4:50 PM

[1D15] Analytical method for determination of hard-to-measure radionuclides by resonance ionization mass spectrometry

*Hideki Tomita[1], Atsushi Nakamura[1], Daiki Matsui[1], Ryohei Ohtake[1], Kosuke Saito[1], Masaya Ohashi[1], Volker Sonnenschein[1], Tetsuo Iguchi[1] (1. Nagoya Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

[1D16] Measurement of residual radioactivity produced by 11MeV/u ^{238}U beam irradiation on helium gas

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

5:05 PM - 5:20 PM

[1D17] Development of Analytical Method for ^{14}C Determination in Biomedical Sample of by Mid-IR Cavity Ring-down Spectroscopy

*Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnnenschein[1], Hideki Tomita[1], Jin Lei[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Atsushi Sato[2], Kenta Hashizume[2], Toshinari Oh-hara[2], Tetasuo Iguchi[1] (1. Nagoya university, 2. Sekisui Medical Co., Ltd. Drug Development Solutions Center)

5:20 PM - 5:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ストロンチウム同位体イオンのレーザー冷却による分光分析法の開発(4)

Development of laser cooling and analysis on Sr isotope ions (4)

*岩田 圭弘[1]，鄭 京勲[2]，山本 和弘[1]，若井田 育夫[2]，宮部 昌文[2]，長谷川 秀一[1]

[1] 東京大学，[2] 日本原子力研究開発機構

環境試料に含まれる ^{90}Sr の迅速分析を目的として、レーザー共鳴イオン化とイオントラップ・レーザー冷却法を組み合わせた分析装置を開発している。日本アイソトープ協会の ^{90}Sr 放射能標準溶液を試料として、トラップされた $^{90}Sr^{+}$イオンの蛍光を観測した。

キーワード：ストロンチウム，共鳴イオン化，レーザー冷却，イオントラップ

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故を受けて、食品汚染に対する懸念が高まっている。主要な核分裂生成物の一つである ^{90}Sr は Ca と同族であり、骨組織への沈着による内部被ばくの影響が指摘されている。しかし、純 β 崩壊核種のため放射線計測の適用が難しく、海洋起源の試料の場合は Sr 安定同位体由来の干渉が問題となる。そこで、高い同位体選択性及び感度を兼ね備えた ^{90}Sr 分析法として、レーザー共鳴イオン化・イオントラップ分析技術の開発を行っている。

2. レーザー共鳴イオン化・イオントラップ分析装置

開発した分析装置では、試料を 1000℃程度に加熱して発生した Sr 原子を 2 本のレーザー光（波長 460.9 nm 及び 405 nm）で同位体選択的に共鳴イオン化し、Sr^{+}イオンを圧力 10^{-4} Torr 程度の He ガスで常温程度に減速・捕獲した後、2 本のレーザー光（波長 421.7 nm 及び 1091.8 nm）でレーザー冷却を行う。トラップされた Sr^{+}イオンからの波長 421.7 nm 蛍光を PMT 及び EMCCD で検出し、蛍光量及び 2 次元分布を観測する。

3. $^{90}Sr^{+}$イオンの蛍光観測

^{90}Sr 試料として、日本アイソトープ協会の ^{90}Sr 放射能標準溶液[1]（化学形：$SrCl_2$）を塗布したチタンフォイルを用意した。加熱時に酸化還元反応により生成した ^{90}Sr 原子を共鳴イオン化し、捕獲・レーザー冷却されて最終的に結晶化した $^{90}Sr^{+}$イオンからの蛍光を観測した。図 1 に 5 個の $^{90}Sr^{+}$結晶化画像を示す。イオン間隔はクーロン斥力等で決まり、20 μm 程度と得られた。

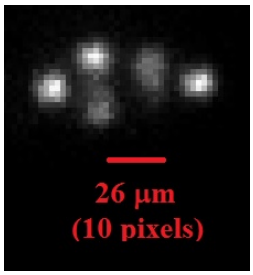


図 1　$^{90}Sr^{+}$結晶化画像

4. 結言

^{90}Sr の迅速分析を目的としてレーザー共鳴イオン化・イオントラップ分析装置を開発し、日本アイソトープ協会の標準溶液試料を用いて $^{90}Sr^{+}$イオンの結晶化画像を取得した。

本研究の一部には、文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブにより実施された「レーザーを用いた海産物中 ^{90}Sr の迅速分析法技術開発」の成果並びに JSPS 科研費 16H04639 により助成を受けた成果が含まれます。

参考文献

[1] 公益社団法人日本アイソトープ協会 放射能標準溶液　http://www.jrias.or.jp/products/cat3/catalog01.html

*Yoshihiro Iwata[1], Kyunghun Jung[2], Kazuhiro Yamamoto[1], Ikuo Wakaida[2], Masabumi Miyabe[2] and Shuichi Hasegawa[1]

[1]The University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency

空気中を浮遊する放射性物質の早期検知手法に関する検討

～帰還困難区域での測定評価と改良設計～

Rapid detection method of radioactive particles in the atmosphere
ーResults of field tests in "Difficult-to-return zone" and design improvementー

*前川　立行[1]，大島　雄志[1]
[1]東芝電力放射線テクノサービス（TRS）

天空側に開口した遮蔽体を持つγ線スペクトロメータによる空気中放射能の早期検知方式[1)]を、帰還困難区域での放射性セシウム再飛来監視に適用すべく、現地での測定・評価・改良設計を進めた。その結果、検出限界濃度30Bq/m^{3}を測定時間11分で達成可能であり、当該区域への一時立ち入り者用迅速監視技術として適用可能である事を確認した。
キーワード：空気中放射能濃度、早期検知、監視、γ線、スペクトロメータ、帰還困難区域、一時立ち入り

1. 緒言

帰還困難区域における放射性セシウム再飛来事象の早期検知は、一時立ち入り者の内部被ばくを避ける観点で極めて重要である。このため我々は、先に開発した空気中放射能の早期検知方式[1)]の適用を検討した。この方式は、天空側2πに開口する遮蔽体を用いて、天空側からの直接γ線入射成分を測定する事で、空気中の放射性セシウム濃度の増大事象を迅速に検知するものである。しかしながら、この方式を帰還困難区域で用いる場合、視野内にある除染廃棄物や汚染した樹木・建物等から直接飛来するγ線成分による妨害、高BGのための遮蔽能力不足などが懸念された。このため、実際に帰還困難区域に測定系を持ち込み、スペクトル測定・評価を行い、その結果を元に改良設計を進めた。

2. スペクトルの測定と結果

・双葉郡大熊町大字夫沢にあるスポーツセンター前駐車場に測定系を仮設し、図1に示す遮蔽体系を用いたスペクトル測定を実施した。設置場所の周辺線量当量率は2.1μSv/h、周囲には集積された除染廃棄物、樹木、センター建物等があった。
・図1中に示す様に、測定には従来提案[1)]の天空側2πに視野を持つ体系(a)と併せて、除染廃棄物等からの直接飛来γ線を遮るために視野角を限定した体系(b)も用いた。また、比較のため全面遮蔽(鉛5cm)(c)と遮蔽無し(d)での測定も併せて実施した。
・得られたBGスペクトルを図2に示す。測定結果から直接飛来する放射性セシウムのピークが顕著に観測されている事(a)、直接飛来成分を抑制した場合(b,c)でも鉛5cmでは透過成分としてセシウムピークが見られる事を確認した。
・この状態で検知時間と検出限界濃度を一次評価した。通常BG環境で従来体系を用いる場合は5分で30Bq/m^3、今回の条件では3時間で60Bq/m^{3}弱、30Bq/m^{3}検知のためには10時間が必要であり、改良が必要と判断した(図3)。

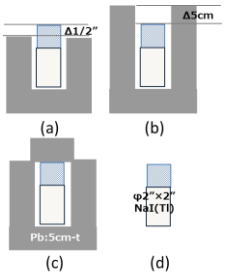


図1　遮蔽体系

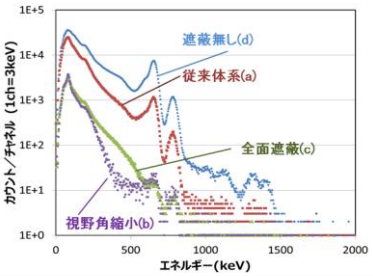


図2　BGスペクトル測定結果

3. 改良検討と検出限界評価

・直接飛来成分の抑制のために(b)のタイプによる視野限定が有効である事を測定で確認した。このため、除染廃棄物のフレコンバッグ積み上げルールや、道路構造令を参考に道路勾配等を考慮に入れ、開口視野角を±63°に限定した。
・透過成分については、2μSv/h環境において鉛5cmでは不足する事が判った。一般区域で測定したスペクトルとの比較や周辺線量当量率比から100～300分の1程度の減弱が必要と考え、鉛5cm(1/350減弱)を加えた計10cmの遮蔽を選定した。
・開口視野角を狭めると立体角が減少し、実効的な検出効率も低下する。立体角減少分を補う事を目安として、結晶サイズを2"φ×2から3"φ×3に大きくした。
・以上の検討を反映した改良体系について測定時間と検出限界濃度を評価した結果を図3に併せて示す。これより、30Bq/m^{3}を11分(660秒)で検知可能であり、迅速な検知能力を有する事を確認した。

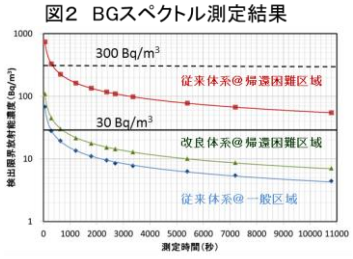


図3　検出限界放射能濃度の評価結果

4. まとめ

実測定に基づく改良の結果、本方式が帰還困難区域におけるセシウム再飛来の早期監視に有効である事を確認した。

謝辞：測定を進めるに当たり、大熊町役場環境対策課殿に多大なるご支援を頂いた。この場を借りて謝意を表する。

参考文献：[1] 前川、大島、他、日本原子力学会2016年秋の大会予稿集2O02

*Tatsuyuki Maekawa[1], Yuji Oshima[1], Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Co., Ltd.

荷電粒子放射化分析法の放射性核種分析への適用性検討
(1) 核データによる定量感度評価

Applicability Study of Charged Particle Activation Analysis on Radionuclide Investigation

(1) Evaluation of Determination Sensitivity via Nuclear Data

*大島 真澄[1,2], 山口 友理恵[1], 川上 智彦[2], 蓼沼 克嘉[2], 畢 春蕾[1], 伴場 滋[1], 森本 隆夫[1]

[1]日本分析センター, [2]化研

福島原発周辺の環境試料や食物中の放射性核種分析は、食の安全、食物海外輸出、廃炉措置等に重要である。これらの放射性核種のうち、放射能分析では困難な難測定核種に対する迅速分析法として、荷電粒子放射化分析の適用性を調べた。核データをもとに、定量感度を評価したので、その結果を紹介する。

キーワード：荷電粒子放射化分析法 (Charged Particle Activation Analysis) 1

1. 緒言

福島原発周辺の環境試料や農水産物中の高感度放射性核種分析は、食の安全や、食物海外輸出、廃炉措置等に重要である。特に、農水産物の海外輸出においては、検体量が多いことから、迅速放射能検査態勢を整える必要がある。対象となる放射性核種 C-14, Cl-36, Ca-41, Ni-59, 63, Se-79, Sr-90, Zr-93, Mo-93, Nb-94, Tc-99, Pd-107, Sn-126, I-129, Cs-134, 135, 137, U-236, Np-237, Pu-238, 239, 240, 242, 244, Am-241, 242, 243, Cm-247, 248, 250 のうち、放射能分析では困難な難測定核種に対する迅速分析法として、荷電粒子（陽子）放射化分析の適用性を調べた。核データをもとに、定量感度を評価した。

2. 核データ整備と感度計算

上記放射性核種を対象として、いばらき中性子医療研究センターで利用可能な 8MeV 陽子線を照射した場合の生成核種および核反応断面積を、米国 National Nuclear Data Center(NNDC)が提供する原子核反応データベース EXFOR により調べた。ほとんどの核種で断面積は測定されていなかったが、以前の我々の研究[1]では、陽子エネルギー8 MeV での(p,n) 断面積は比較的スムーズであったため、隣接核のデータを参照した。

崩壊データについては、NNDC が開発したプログラム NuDat 2 を用いて、検索した。 (p,*)反応による生成核種の崩壊様式の種類と分岐比、X 線エネルギー、半減期、強い方から 3 本のシングルガンマ線のエネルギーと強度を、EXCEL の表にデータベース化した。

以上の核データを基に、放射性核種を含む試料に対して、8 MeV, 1μA の陽子ビームを照射し、一定時間冷却後、ゲルマニウム半導体検出器で測定した場合の生成核種からのガンマ線のピークカウントを計算した。

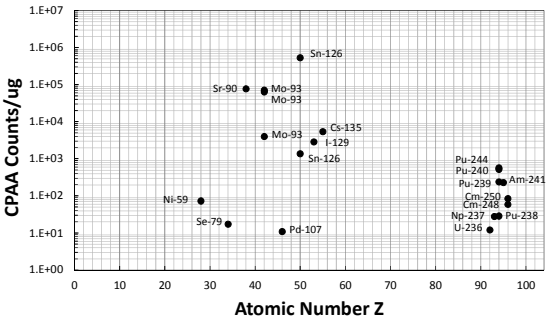


図 1　放射性核種の感度計算結果

3. 結果

荷電粒子放射化分析を行った時の、放射性核種 1μg 当たりのガンマ線スペクトル中ピークカウントの概算値を図 1 に示す。これから、Sn-126, Sr-90, Mo-93, Cs-135, I-129 などの感度が高いことがわかった。より高感度測定についての検討結果についても報告する。

参考文献

[1] M. Oshima et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. 308 (2016) pp.711-719.

---

*Masumi OSHIMA[1,2], Yurie YAMAGUCHI[1], Tomohiko KAWAKAMI[2], Katsuyoshi TATENUMA[2], Chunlei BI[1], Shigeru BAMBA[1], Takao MORIMOTO[1]

[1]Japan Chemical Analysis Center, [2]KAKEN Inc.,

荷電粒子放射化分析法の放射性核種分析への適用性検討
(2) ^{90}Sr 迅速分析の検討

Applicability Study of Charged Particle Activation Analysis on Radionuclide Investigation

(2) Study of Sr Rapid Analysis

*川上 智彦[1], 田仲 睦[1], 蓼沼 克嘉[1], 大島 真澄[1,2], 関本 俊[3], 大槻 勤[3]

[1]化研, [2]日本分析センター, [3]京都大学

福島原発周辺環境や食品等の放射性核種分析は、迅速性が求められている。本研究は、難測定核種の迅速分析法を目的とする。^{90}Sr を担持したサンプルを東北大学サイクロトロンにより、荷電粒子を照射し、荷電粒子放射化分析法の有効性検討試験を行った。その結果を本発表で紹介する。

キーワード：荷電粒子放射化分析法 (Charged Particle Activation Analysis)

1. 緒言

福島原発事故以来、環境中の放射性物質の分析や食料等の安全性を確認するために多くの分析が行われている。純β線を放出する放射性物質は難測定核種といわれ、化学的に分離が必要で、1 か月程度の時間を費やすものもあり、迅速分析法のニーズが高まっている。

本発表は、荷電粒子放射化分析法を用いて ^{90}Sr から(p,n)反応により生成する ^{90m}Y を Ge 半導体検出器で計測することにより純β線を放出する ^{90}Sr を短時間で分析できるかを検証した。

2. 試験条件

Be ターゲット材（φ10mm×0.5mmt）上にφ5mm になるように JCSS 校正証明書付 ^{90}Sr 線源を 1910Bq(50μl)、滴下し乾燥した。乾燥後 Al 箔で養生しサンプルとした。担持した ^{90}Sr 線源には 0.05mg/g の安定 Sr と安定 Y が添加されているため、表 1 に示す濃度で Be ターゲットに添加した。

荷電粒子放射化分析は、東北大学サイクロトロンで実施した。照射時間は、2 時間 10 分、エネルギは 14MeV、照射電流は 3μA の条件で照射した。

表 1　^{90}Sr の担持量

核種	放射能 (Bq)	天然存在比	担持量 (ng)
^{90}Sr	1910	-	0.3746
^{90}Y	1910	-	0.0950
^{84}Sr	-	0.0056	7.636
^{86}Sr	-	0.0986	134.5
^{87}Sr	-	0.0702	95.73
^{88}Sr	-	0.8256	1126
^{89}Y	-	1.0000	1123

3. 結果

サンプル中の ^{90m}Y は、化学処理しない場合は、^{7}Be と ^{24}Na がスペクトルの BG を上げたために確認することはできなかった。そこで、Be ターゲットに担持した Sr 線源添加物を精製水で洗浄し、その洗浄溶液を Ge 半導体検出器でγ線分析した。その結果を図 1 に示す。その結果キャリアの ^{84}Sr、^{86}Sr、^{87}Sr、^{88}Sr および ^{89}Y からの(p,n)反応で生成した ^{84}Y、^{86}Y、^{87}Y、^{88}Y および ^{89}Zr を確認した。^{90m}Y のピーク（202.5 keV, 479.5keV）は、その他の核種が BG を上げているため確認できなかった。今後も荷電粒子放射化分析法による ^{90}Sr 迅速分析や難測定核種の迅速分析の可能性を検討していく。

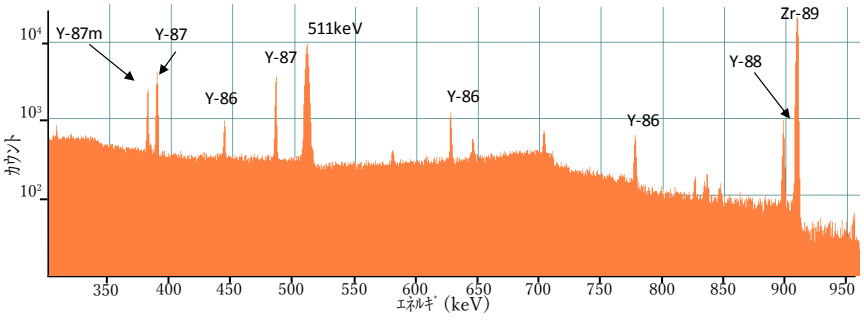


図 1　陽子線照射後の ^{90}Sr 線源のγ線スペクトル

*Tomohiko KAWAKAMI, Atsushi TANAKA, Katsuyoshi TATENUMA, Masumi OSHIMA, Shun SEKIMOTO, Tsutomu OHTSUKI

[1]KAKEN Inc., [2]Japan Chemical Analysis Center, [3]KYOTO UNIVERSITY

レーザー共鳴イオン化に基づく難分析放射性核種分析法の性能評価

Analytical method for determination of hard-to-measure radionuclides by resonance ionization mass spectrometry

*富田英生[1], 中村 敦[1], 松井 大樹[1], 大嶽 遼平[1], 齊藤 洸介[1], 大橋 雅也[1], Volker Sonnenschein[1], 井口 哲夫[1]

[1]名古屋大学大学院工学研究科

難分析放射性核種分析に向け、レーザー共鳴イオン化質量分析法(Resonance Ionization Mass Spectrometry: RIMS)の開発を進めている。長半減期放射性核種 ^{232}Th についてチタンサファイアレーザーを用いた共鳴イオン化を確認した。

キーワード：難分析放射性核種，同位体分析，質量分析，共鳴イオン化

1. 緒言

放射性物質の定量分析において、長半減期放射性核種や純 β 線放出核種などの従来の放射線計測では分析が困難な核種（難分析放射性核種）に対しては、質量分析やレーザー分光に基づく手法が有用である。しかし、質量分析により微量な放射性核種を分析する場合には、質量スペクトル上での同重体干渉を防ぐために元素分離などの複雑な化学的前処理が必要とされるため、迅速な分析が制限される。そこで、元素選択的イオン化により複雑な化学的前処理が不要となる、レーザー共鳴イオン化に基づく微量放射性核種分析法の開発を進めている。

2. 長半減期放射性核種 ^{232}Th の共鳴イオン化

レーザー共鳴イオン化とは、単原子のエネルギー準位において、２つの準位間の差に相当する波長（共鳴波長）を持ったレーザーを照射することにより、共鳴的に対象原子を励起させ、元素選択的なイオン化を行う方法である。このため、抵抗加熱やイオンビームなどで試料を単原子化し、レーザー共鳴イオン化を行うことで、測定試料中の特定の元素のイオンを取り出すことができ、さらに質量分析計で質量数ごとに計数することにより同位体分析を行うことができる。

放射性核種への適用を検討するために、長半減期放射性核種 ^{232}Th の共鳴イオン化実験を行った。実験体系を図 1 に示す。Ta フィラメント上に Th 含有の硝酸溶液（標準溶液）を滴下し、蒸発させた。真空チャンバーに設置した Ta フィラメントを、抵抗加熱することにより Th を原子化させ、２本のレーザー(a)共鳴励起用：372.0493 nm と(b)自動イオン化準位を経由したイオン化用：401.031 nm を照射して、共鳴励起・共鳴イオン化を行った。なお、レーザー光源には、チタンサファイアレーザーの第二高調波（出力 180 mW および 70 mW、繰り返し率 9 kHz）を用いた。図 2 に得られた共鳴スペクトル(a) 1 段目、(b) 2 段目を示す。この際の Th サンプル量は 3×10^{14} atoms (0.4 mBq)であったが、明瞭な共鳴ピークが確認できた。今後、分析の全効率を測定し、共鳴イオン化に基づく微量放射性核種分析の性能評価を行う予定である。

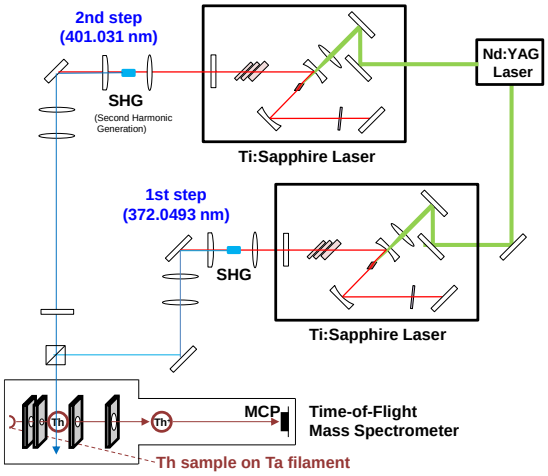


図 1　^{232}Th 共鳴イオン化実験体系

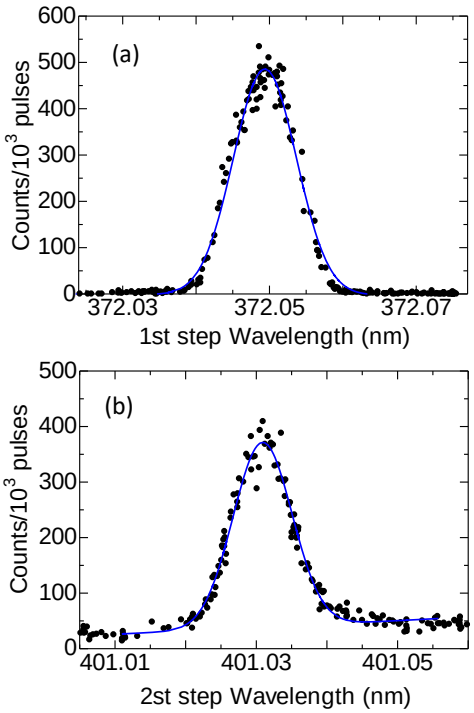


図 2　Th 共鳴スペクトル

謝辞

本研究は JSPS 科研費　基盤(C)26420868、中部電力原子力安全技術研究所 公募研究（一般）、科学技術振興機構 研究成果展開事業（先端計測分析技術・機器開発プログラム）の助成を受けて実施されました。

*Hideki Tomita[1], Atsushi Nakamura[1], Daiki Matsui[1], Ryohei Ohtake[1], Kosuke Saito[1], Masaya Ohashi[1], Volker Sonnenschein[1], Tetsuo Iguchi[1], [1]Nagoya Univ.

ヘリウムガスへのウランビーム 11MeV/u 照射による残留放射能の評価

Measurement of residual radioactivity produced by 11MeV/u ^{238}U beam irradiation on helium gas

*赤塩 敦子[1]，田中 鐘信[1]，今尾 浩士[1]，上蓑 義朋[1]

[1]理化学研究所仁科加速器研究センター

RIBF 加速器施設において、11MeV/u のウランビームをヘリウムガスに照射した。放射化箔法を用いて、核分裂片や中性子放射化によるガスチェンバーなどの残留放射能を評価した。さらに結果を放射線輸送コード PHITS による計算結果と比較した。

キーワード：ウラン，ヘリウム，放射化，PHITS，重イオンビーム

1. 緒言

理化学研究所仁科加速器研究センターRI ビームファクトリー加速器(RIBF)は多段式の重イオン加速器で、最大エネルギーは～350MeV/u である。ウランを加速するために、途中で電荷を上げるためのヘリウムガスを用いた荷電変換装置[1]があるが、残留放射能が問題となっている。その原因を探るため、装置の残留放射能を測定した。さらに結果を放射線輸送コード PHITS[2]による計算と比較した。

2. 実験

放射化箔法を用いた。240pnA のウランビームを 16 日間、ヘリウムガスに照射した。放射化試料はアルミ製ガスチェンバーの内側と外側に配置した。ウランビームと放射化箔の位置関係を図 1 に示す。アルミの放射化箔により、アルミチェンバーの中性子による放射化を確認できた。また、核分裂生成片による残留放射能を測定できた。ビスマスの放射化箔により、中性子の生成量を測定できた。

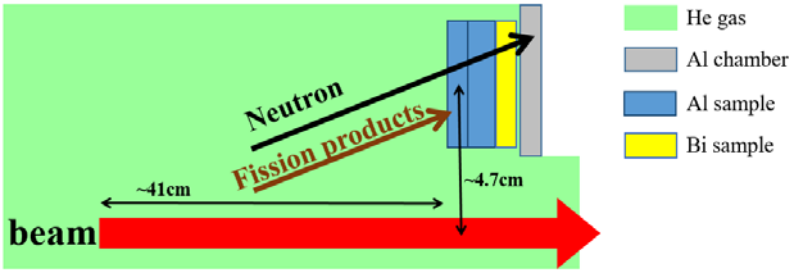


図 1. ウランビームと放射化箔の位置関係

3. 結論

測定結果を PHITS による計算と比較した。RI 生成量の比は 1～2 であり、測定結果と大きく違わないことが確認された。

参考文献

[1] H.Imao et al.: of IPAC2013, Shanghai, China May 2013 THPWO038, p.3851 (2013).

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

---

*Atsuko Akashio[1], Kanenobu Tanaka[1], Hiroshi Imao[1] and Yoshitomo Uwamino[1]

[1]RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science

生体試料中放射性炭素同位体分析に向けた 中赤外キャビティーリングダウン分光システムの開発

Development of Analytical Method for ^{14}C Determination in Biomedical Sample by Mid-IR Cavity Ring-down Spectroscopy

*寺林 稜平[1], Volker Sonnenschein[1], 林 紀善[1], 加藤 修介[1], 富田 英生[1], 金 磊[1], 山中 真仁[1], 西澤 典彦[1], 佐藤 淳史[2], 野沢 耕平[2], 橋爪 研太[2], 大原 利成[2], 井口 哲夫[1]

[1]名古屋大学、[2]積水メディカル(株)創薬支援センター

抄録：中赤外キャビティーリングダウン分光に基づく生体試料中放射性炭素同位体 ^{14}C 分析プロトタイプシステムにて ^{14}C を添加したヒト生体試料を用いた実験を行い、生体試料中 ^{14}C 分析を実証した。

キーワード：放射性炭素同位体(^{14}C)、 微量分析(Trace isotope analysis)、レーザー分光(Laser spectroscopy)

1. 諸言 医薬品開発プロセスにおいて、^{14}C 標識化合物をヒトに投与して人体中での薬物動態を評価するマイクロドーズ臨床試験が実用化されつつあり、医薬品開発の低コスト化とリードタイムの大幅短縮が期待されている。これに伴い高感度と低コストを兼ね備えた迅速簡便な ^{14}C 測定法へのニーズが高まっている。本研究では、光共振器を用いた超高感度レーザー吸収分光法であるキャビティーリングダウン分光（Cavity Ring-Down Spectroscopy: CRDS）に基づく生体試料中 ^{14}C 分析システムの開発を進めている。

2. CRDS 基づく生体試料中 ^{14}C 分析システムの概要 開発中のプロトタイプシステムの概要を Fig. 1 に示す。試料は燃焼により酸化（炭酸ガス化）され、ガス状 CO_2 として CRDS セルに導入される。高反射率ミラーで構成された光共振器にレーザー光が入射すると、共鳴条件が成り立つときのみ内部に蓄積され、一部が光共振器より漏れでてくるが、十分に早く入射光を光スイッチにて遮断すると、漏れ光の強度は指数関数的に減衰する。ここで、光共振器内に光吸収物質（断面積: σ, 数密度: N）が存在すると、漏れ光の強度の減衰率 β は、吸収物質の数密度とともに増加する（$\beta = \beta_0 + \sigma N c$、c: 光速、$\beta_0$: 光共振器固有の減衰率）。狭帯域なレーザー光源の波長を $^{14}CO_2$ の光吸収線と一致させれば、セル中の $^{14}CO_2$ 数密度に比例して減衰率（の差異）: $\beta - \beta_0$ が変化するため、^{14}C を定量することができる。

3. 生体試料中 ^{14}C 分析の実証 ^{14}C-CRDS プロトタイプシステムを構築し、^{14}C 標識グルコースを添加したヒト血漿・尿中の ^{14}C 分析実験を行った。取得されたスペクトルに他の分子種と明確に区別された $^{14}CO_2$ による吸収を確認した（Fig. 2）。信号対雑音比から評価された検出限界は $^{14}C/^{Total}C = 2 \times 10^{-10}$ と評価された。今後、共振器長の制御・より精度の高い波長較正の開発などにより検出限界の一桁向上を行う計画である。

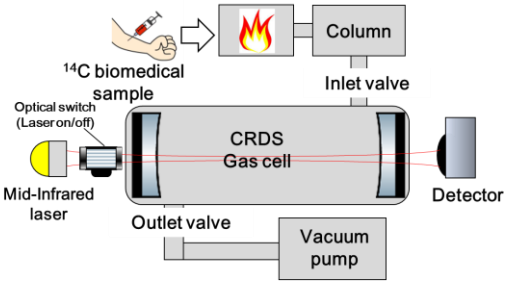


Fig. 1 ^{14}C 分析システムの概要

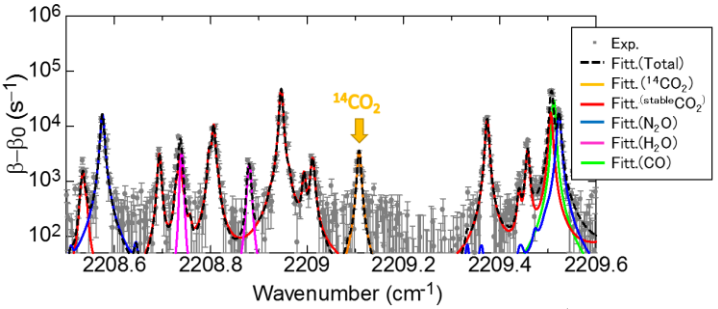


Fig. 2 中赤外吸収スペクトル（ヒト尿＋^{14}C グルコース）

謝辞 本研究は、国立研究開発法人日本医療研究開発機構研究成果展開事業（先端計測分析技術・機器開発プログラム）による成果の一部である。

* Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnenschein[1], Noriyoshi Hayashi[1], Kato Shusuke[1], Hideki Tomita[1], Lei Jin[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Atsushi Sato[1], Kohei Nozawa[2], Kenta Hashizume[2], Toshinari Oh-hara[2] and Tetsuo Iguchi[1]

[1]Nagoya Univ., [2]Sekisui Medical Co., Ltd. Drug Development Solutions Center

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1E01-03] Nuclear Security

Chair: Mitsutoshi Suzuki (JAEA)

Mon. Mar 27, 2017 10:20 AM - 11:10 AM Room E (16-205 Building No.16)

[1E01] Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[1], Tetsuya Matsumoto[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

10:20 AM - 10:35 AM

[1E02] Detection of Insiders Malicious Behaviors for Nuclear Security by Hand Motion Analysis

*Shi Chen[1], Kazuyuki Demachi[1], Yusuke Kawasaki[1], Yutaro Nakashima[1] （1. Univ. of Tokyo）

10:35 AM - 10:50 AM

[1E03] Development of Evaluation Method for Reducing the Risks of Radioactive Material Theft in Nuclear Facility

*Koki Adake[1] （1. Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo）

10:50 AM - 11:05 AM

©Atomic Energy Society of Japan

核鑑識の属性評価における核物質異同識別手法の研究
(2)核鑑識顕微鏡画像解析ツールの開発と顕微鏡画像による核物質異同識別方法の検討

Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics

(2) Image Analysis Tool for Nuclear Forensics and Material Discrimination by Microscopic Images

*木村 祥紀[1]，篠原 伸夫[1]，松本 哲也[1]

[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構では、核鑑識分析における分析・測定手法に関する技術開発と、分析データと核鑑識ライブラリと呼ばれるデータベースの情報を比較することで核物質の異同識別を行い、サンプルの起源や履歴といった属性を特定する属性評価手法の開発を進めている。本発表では、核鑑識における核物質の粒子形状や微細構造にもとづいて核物質を異同識別するための分析手法の検討として、顕微鏡画像解析ツールの開発と、解析ツールによる核物質粒子の定量化と定量化パラメータによる異同識別の方法について考察する。

キーワード：核鑑識、核セキュリティ、顕微鏡画像、形態学

1. 緒言

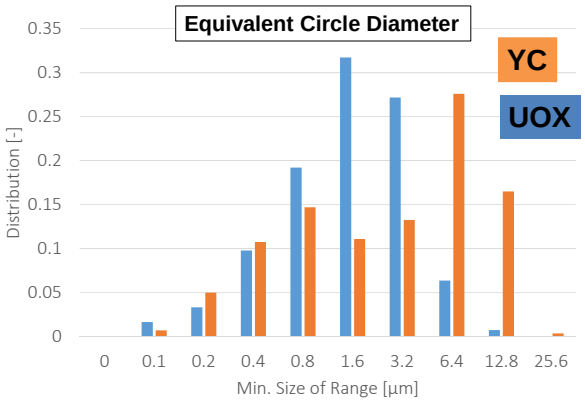
原子力機構では、犯罪現場や不法移転等の現場から押収された核物質等の出所・履歴といった属性を特定する核鑑識技術に関する研究開発の一環で、核鑑識分析で得られた分析データと核鑑識ライブラリと呼ばれるデータベースの情報を比較することで核物質の異同識別を行い、サンプルの起源や履歴といった属性を特定する属性評価手法の検討を進めている。

2. 核鑑識顕微鏡画像解析ツールの開発

核鑑識では、核物質等を識別する重要な特性（シグネチャ）の分析結果を核鑑識ライブラリに登録している既知の物質と比較し該当物質を特定するための解析を行う。また核物質について、粒子形状などの微細構造が重要なシグネチャのひとつとなることが知られている[1]。原子力機構では、核鑑識分析における微細構造に基づいた核物質の異同識別を行うためのツールとして、核鑑識顕微鏡画像解析ツールを開発した。本ツールは画像処理・画像解析のためのオープンソースライブラリである Open CV を使用して開発されたものであり、電子顕微鏡で取得した核物質粒子画像を形状パラメータに基づいて定量化解析するものである。

3. 核物質粒子の定量化と粒子形状パラメータによる異同識別方法の検討

走査型電子顕微鏡で取得した 2 種類のウラン試料粒子像（イエローケーキ：YC、二酸化ウラン：UOX）の形状パラメータを画像解析ツールで定量化し、比較分析を行った。例として、画像ツールで定量化した粒子形状パラメータ（等価直径）の分布による比較結果を図に示す。本検討により、顕微鏡画像解析ツールで定量化した粒子形状パラメータをもとにして核物質粒子の異同識別解析が可能であることが示された。



参考文献

[1] IAEA NSS No.2-G (2015).

---

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[2] and Tetsuya Matsumoto[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency..

Detection of Insiders Malicious Behaviors for Nuclear Security by Hand Motion Analysis

*Shi Chen[1], Kazuyuki Demachi[1], Yusuke Kawasaki[1] and Yutaro Nakashima[1]
[1]The University of Tokyo.

Abstract

After Fukushima Daiichi nuclear power plant accident, the importance of nuclear security is increased. Especially as the threat to nuclear power plants, sabotage is worthy of attention. In addition, when considering the sabotage, due attention should be paid to insiders. Moreover, hand motion is an important part of human activity and it has high contribution to high-accuracy detection of insider malicious behaviors.

In this research, the real-time hand motion detection system was developed by using Kinect v2. Also, the possibility of malicious behavior detection was explored by using Stacked Auto-Encoder.

Keywords: Malicious Behaviors Detection, Hand Motion Tracking, Kinect, Stacked Auto-Encoder

1. Introduction

Recently the importance of nuclear security is increased after Fukushima Daiichi nuclear accident. Especially as the threat to nuclear power plant, sabotage is worthy of attention. For this case, human malicious behavior detection is necessary for nuclear security. Hand motion has high contribution to human activity and a significant portion of maintenance behaviors and malicious behaviors can be detected through hand motion.

In this research, a real-time system to capture hand motion time series data was developed by using Kinect v2. Moreover, Stacked Auto-Encoder was used to extract features of hand motion time series data and recognize malicious behaviors.

2. Hand Motion Capturing

Fingertips position can be used to detect hand motion and recognize hand gesture. Stretched fingers pixels and bend fingers pixels of both left and right hands were classified as different parts by using Kinect v2 [1]. Fingers were identified by using K-means clustering algorithm [2]. Finally, hand motion time series data was captured by the real-time hand motion detection system based on this algorithm.

3. Behavior Recognition

To distinguish malicious behavior and ordinary maintenance behavior, different malicious motion should be classified into different patterns. For this purpose, Stacked Auto-Encoder was implemented [3]. By training Stacked Auto-Encoder using the time series data of assumed motion, malicious motions can be detected.

4. Conclusion

In this research, we proposed a hand motion detection algorithm for insiders' malicious behaviors detection for nuclear security and both stretched fingers and bend fingers can be detected and identified. Moreover, by using Stacked Auto-Encoder, assumed malicious motions can be classified into different patterns and detected.

References

[1] Y. Li, "Hand gesture recognition using Kinect", Proc. Int. Conf. Software Eng. Service Sci., 2012, pp. 196–199.

[2] Ray S, Turi RH, "Determination of number of clusters in K-means clustering and application in colour image segmentation", Proceedings of the 4th international conference on advances in pattern recognition and digital techniques, Calcutta, India.

[3] Vincent, Pascal, et al. "Stacked denoising autoencoders: Learning useful representations in a deep network with a local denoising criterion." Journal of Machine Learning Research 11.Dec (2010): 3371-3408.

原子力施設における核物質盗取リスク低減策の評価方法の構築

Development of an Evaluation Method for Reducing the Risks of Radioactive Material Theft in Nuclear Facility

*安宅晃樹
東京大学大学院

原子力施設にテロリストが侵入し核物質の盗取を行うことを想定し、ターゲットとなる核物質まで到達できる確率を指標として最脆弱経路を評価するための評価手法を新たに考案しモデルを構築した。またそれを用いて、仮想 CBHTR の評価を行った。

キーワード：核セキュリティ,テロリズム,サブナショナルグループ,PR&PP

1. 緒言

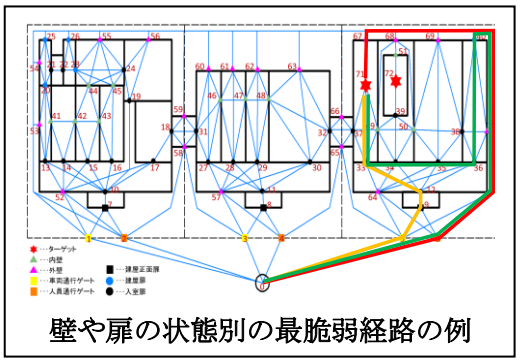
昨今、世界的にテロが頻発化しており、原子力施設に関してもセキュリティ対策が求められているが、既存の GIF PRPP などのセキュリティ評価手法はシナリオを確定した解析である点や、評価が専門家の個人的な見解に左右される点など改善の余地があるように思われる。そこで新たに数理的な手法を用いて定量的に原子力施設内の最脆弱経路を算出するための評価式を考案しプログラムを構築することを目標とした。

2. 評価手法

動的計画法をベースにした右の評価式を考案しプログラムの構築を行った。また仮想 CBHTR 施設の施設内の配置や壁の厚み、ターゲットの場所、警報機の検知確率、障壁突破に必要な時間等の詳細を定義し、ノード図で簡略的に表すことでプログラム内に組み込み、最脆弱経路を評価する。

2-3. 結果

CBHTR の壁や扉の厚さ､警報機の検知確率などによって様々な状態を用意し評価を行ったが、各状態で最脆弱経路が評価された。警報機の検知確率べつの評価結果では、本研究で想定した CBHTR では、あまりにも検知確率が低すぎる場合以外、最脆弱経路の目立った違いは見られなかった。一方、壁や扉の装甲を厚くした場合などは最脆弱経路が多様に変化したため、物理的に施設の壁や扉の装甲を厚くするなどのセキュリティ対策に重点をおいて検討していくことが重要であると考えられる。



壁や扉の状態別の最脆弱経路の例

3. 結言

テロリストが核爆弾製造のための核物質の盗取を行うことを想定し、原子力施設内の最脆弱経路を評価するため式を動的計画法ベースに考案し CPLEX 内でプログラムを構築した。また本手法を用いて仮想 CBHTR を様々な状態で評価した結果、状態ごとに最脆弱経路が評価され、その結果の挙動から本プログラムが適切に構成されていることが確認された。

参考文献

[1] The Proliferation Resistance and Physical Protection Evaluation Methodology Working Group of the Generation IV International Forum, “Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems” (2011).

[2] 深谷裕司,「クリーンバーン高温ガス炉の研究開発 - システム概念と今後の展望 - 」, 日本原子力学会 2013 年秋の大会 (2013).

*Koki ADAKE, Tokyo Univ.

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1E04-06] Non-proliferation and Safeguards

Chair: Yoshiki Kimura (JAEA)

Mon. Mar 27, 2017 11:10 AM - 12:00 PM Room E (16-205 Building No.16)

[1E04] Study on FCM fuel for light water reactors with intensive safety and proliferation resistance

*Masaki WADA[1], Hiroshi Sagara[1], Chi Young HAN[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

11:10 AM - 11:25 AM

[1E05] Requirements for the accuracy of plutonium verification techniques in the TRU fuel cycle employing high temperature gas cooled reactors

*Takeshi Aoki[1], Hiroshi Sagara[1], Sunil Sunny Chirayath[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. NSSPI, Texas A&M University)

11:25 AM - 11:40 AM

[1E06] Quantitative analysis of the comprehensive impacts of MAs coexisting with Pu in reprocessing on criticality safety, radiation safety and non-proliferation features

*Masaya Watanabe[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

高安全性・高核拡散抵抗性を有する軽水炉用 FCM 燃料の研究

Study on FCM fuel for light water reactors with intensive safety and proliferation resistance

*和田 将樹[1]，相楽 洋[1]，韓 治暎[1]

[1]東京工業大学

本発表では事故耐性燃料のひとつである FCM 燃料について，従来の軽水炉燃料に匹敵する核的特性を得る条件及び核拡散抵抗性の評価結果を報告する．

キーワード：核拡散抵抗性，事故耐性燃料，FCM 燃料，不正利用価値

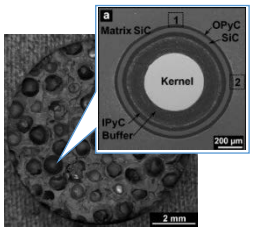


図 1 FCM 燃料[2]

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故を受け，世界的に軽水炉の安全性向上が求められており，燃料そのものの物性により固有の安全性を向上させた事故耐性燃料の開発が世界各国で進められている．本研究では，FCM 燃料（Fully Ceramic Microencapsulated, 多重被覆燃料粒子を SiC 等の不活性母材中に埋め込んだ燃料（図 1））[1]を用いた高安全性・高核拡散抵抗性を同時に達成する軽水炉の成立条件の範囲を定量的に明らかにし，FCM 燃料が核拡散抵抗性へ与える寄与を Material Attractiveness（不正利用価値）の観点から評価する．

2. 研究手法　本研究では FCM 燃料として，窒化 U を燃料核に用いた燃料(U-FCM)と窒化 U-Am を燃料核に用いた燃料(U,Am-FCM)を想定した．PWR への FCM 燃料装荷のために，典型的な PWR 炉心仕様[3]の幾何形状を基に燃料セルモデルを作成し，モンテカルロコード MVP[4]及び崩壊計算補助コード MVP-BURN[5]を用いて燃焼反応度を計算した．核データライブラリには JENDL-4.0 に基づく MVP 用断面積ライブラリ[6]を用いた．燃料ペレットに埋め込まれている多重被覆燃料粒子の初期装荷濃縮度・充填率・燃料核直径を変数とする多変量解析を行うことで，従来の PWR 用燃料と同等の燃焼期間及び各種温度係数を得る燃料仕様範囲を決定した．更に燃焼初期の余剰反応度制御及び核拡散抵抗性を向上させるために初期 FCM 燃料への ^{241}Am 添加量もパラメータとした．最後に核拡散抵抗性評価として，最も基本的な要素である核物質の不正利用価値を評価した[7]．

3. 結果・考察　従来の PWR 燃料(UO_2)と対比させながら，FCM 燃料の燃焼期間に対する中性子無限増倍率(k_∞)を図 2 に示す．結果として、3 バッチ燃料交換を想定し UO_2 と同等の燃焼期間を得るためには， U-FCM は初期装荷濃縮度 16.8%以上，充填率 50%以下，燃料核直径 1000μm 以下とする燃料仕様範囲を決定した．U,Am-FCM として ^{241}Am 添加率 0.1%及び 1%の結果から，初期余剰反応度を大きく低減する効果を確認し，UO_2 と同程度にまで抑制できることを明らかにした．また，安全特性としてドップラー・ボイド・減速材温度係数の評価を行い，今回決定した燃料仕様範囲では UO_2 と同程度になることを確認した．最後に，不正利用価値評価に用いる物理量の一つである，金属 Pu 臨界球あたりの崩壊熱(W/BCM)を評価した結果を図 3 に示す．U-FCM 燃焼末期及び U,Am-FCM の全燃焼期間で大幅に増加した．これはより多くの ^{235}U が ^{237}Np となり，^{238}Pu の発生源となったことに由来する．また，初期装荷された ^{241}Am は ^{242}Am を経て ^{242}Cm となり，さらにα崩壊を起こすことで，燃焼初期における ^{238}Pu の蓄積に大きく貢献し高い崩壊熱を実現させた．この結果を Pu 発熱による核爆発装置の健全性限度（自己発火や構造物溶融）[8,9]と比較すると，U-FCM 燃焼末期及び U,Am-FCM の全燃焼期間に対し本基準を満足し，不正利用価値を大いに引き下げることを明らかにした．

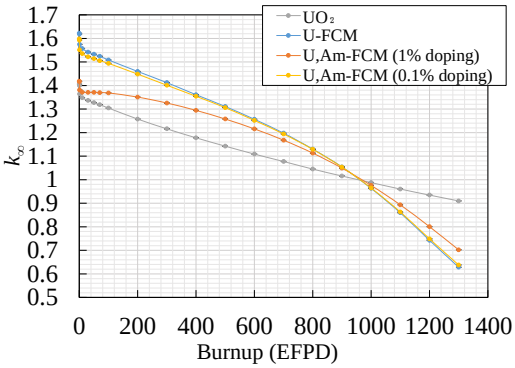


図 2 FCM 燃料の燃焼特性

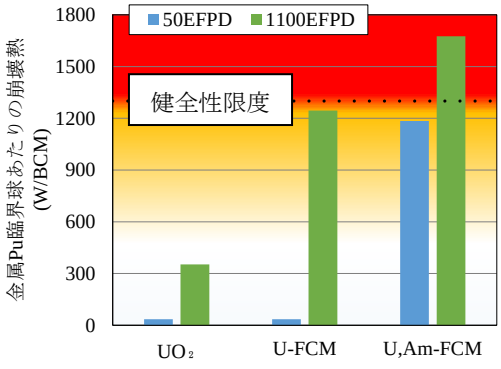


図 3 照射済み FCM 燃料の崩壊熱（10 年保管後）

参考文献 [1]K. A. Terrani et al., J. Nucl. Mater. 427 (2012) 209-224. [2]K. A. Terrani et al., J. Nucl. Mater. 426 (2012) 268-276. [3]K. OKUMURA et al., JAEA-Data/Code 2011-020. [4]Y. Nagara et al., JAERI-1348 (2005). [5]K. Okumura et al., J. Nucl. Sci. Technol. 37(2000) 128. [6]K. Okumura et al., JAEA-Data/Code 2011-010 (2011). [7]C. G. Bathke et al., Global 2013 (2013). [8]Y. Kimura et al., J. Nucl. Sci. Technol. 48 (2011) 715-723. [9]T. Aoki et al., J.N.S.T submitted.

* Masaki WADA[1], Hiroshi SAGARA[1] and Chi Young HAN[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

高温ガス炉を用いる超ウラン燃料サイクルにおける Pu 量検認技術への要求精度

Requirements for the accuracy of plutonium verification techniques in the TRU fuel cycle employing high temperature gas cooled reactors

*青木　健[1]，相樂　洋[1]，Chirayath S. Sunil[2]
[1]東京工業大学，[2]NSSPI, Texas A&M 大学

軽水炉使用済み燃料から再処理した超ウラン元素(TRU)を高温ガス炉(HTGR)燃料として利用する先進的燃料サイクルについて物質収支区域設計を行い、いくつかの保障措置を適用した施設において核物質転用がないことを示すのに必要なプルトニウム非破壊測定精度を明らかにした。

キーワード：保障措置、高温ガス炉、プルトニウム

1. 緒言

核不拡散上の懸念物質であるプルトニウム(Pu)の迅速な低減を狙ったワンススルー燃料サイクルとして軽水炉使用済み燃料から再処理した超ウラン元素(TRU)を高温ガス炉(HTGR)燃料として利用する先進的燃料サイクルが研究されている[1]。多量の Pu とキュリウム(Cm)含有 TRU を扱う本燃料サイクルで核物質転用がないことを示す保障措置結論を導出するには高精度な先進的核物質量測定手法の研究開発が必要である。本稿では物質収支区域(MBA)設計に基づき、核物質量測定手法への要求精度を明らかにする。

2. 解析手法

2-1. HTGR を用いた TRU 燃料サイクル

軽水炉使用済み燃料から再処理された TRU を HTGR で利用するワンススルー燃料サイクルにおける燃料製造施設及び原子炉建屋について考える。再処理工程を経て Pu、アメリシウムと少量の Cm が抽出される。燃料サイクルにおける照射前後の平均 Pu 質量流量はそれぞれ 23.1kg/月及び 11.0kg/月である。

2-2. 物質収支区域の設計と Pu 収支測定

核物質の形態や性質に基づき燃料製造施設及び原子炉建屋について MBA を設定する。保障措置において核物質転用がないことを示す条件として測定の信頼性や許容誤警報確率を考慮した上で全ての MBA で Pu 収支測定誤差が 1 有意量以下となることが挙げられる。測定の信頼性や許容誤警報確率として高、中及び低の 3 つの保障措置水準を想定する。高レベルでは 99.7%の信頼性と 5%の許容誤警報確率、中レベルでは 99.7%の信頼性のみ、低レベルでは 96%の信頼性のみを想定する。Pu 収支測定において Cm 含有核物質に対しては先進的な非破壊測定手法(NDA)を適用する必要がある。Pu 収支測定には Cm 含有核物質に対しては先進的な非破壊測定手法(NDA)、それ以外の核物質には既存の NDA を適用する。Pu 収支測定誤差の評価には、既存の NDA の測定誤差として分析測定誤差国際目標値(International Target Values)[2]を用い、測定精度のデータが十分にない先進的な NDA について Pu 収支測定誤差への条件を満たす精度を導出する。

3. 解析結果

燃料製造施設及び原子炉建屋にそれぞれ 2 つと 1 つの MBA を設定した。物質収支期間を 1 カ月としたとき、3 つの保障措置水準について導出された NDA への要求精度を図 1 に示す。最も厳しい高レベルでは使用済み燃料に対して 7%以下の精度が要求されることが分かった。また新燃料については燃料製造施設におけるひとつの MBA の出入口で同手法による Pu 量測定が必要になるため、約 5%以下という更に高い精度が要求されることが明らかになった。

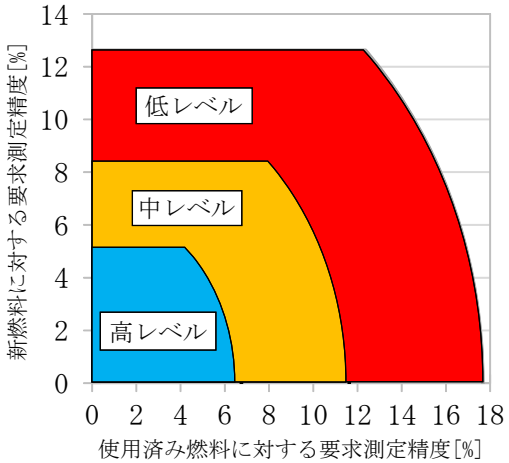


図 1. 各保障措置水準における Pu 非破壊測定手法への要求精度

4. 結論

軽水炉使用済み燃料から再処理した TRU を HTGR 燃料として利用する先進的燃料サイクルについて MBA 設計を行い、高い保障措置水準において核物質転用がないことを示すには、Pu 量 NDA 手法に対して新燃料では 5%以下、使用済み燃料では 7%以下の計測精度が要求されることが明らかになった。

参考文献

[1] T. Aoki, Trans Am. Nucl Soc, 115, Las Vegas (USA), 2016, 909-912　[2] IAEA, STR-368 (2010)

---

*Takeshi Aoki[1], Hiroshi Sagara[1] and Sunil S. Chirayath[2]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]NSSPI, Texas A&M University.

再処理プロセスでの MA-Pu 共存による臨界安全性、放射線安全性及び核不拡散性への包括的影響評価

Quantitative analysis of the comprehensive impacts of MAs coexisting with Pu in reprocessing on criticality safety, radiation safety and non-proliferation features

*渡辺　将矢，相楽 洋
東京工業大学

本研究では、Pu の単離を行わない MA-Pu 共回収型の湿式再処理を想定し、MA が再処理プロセス上で与えうる影響について臨界安全、放射線安全及び核不拡散性の観点から核種ごとに定量評価を行った。

キーワード：Pu-MA 共存溶液、臨界安全、放射線防護、核不拡散、MA

1. 緒言　原子力発電に求められる社会的課題として、高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度の低減が挙げられる。また、核拡散抵抗性向上のために、Pu の単離を行わない Pu の共回収再処理技術の研究開発が進められている。本研究では Pu の単離を行わず MA との共回収を行う MA-Pu 共回収型の湿式再処理において、MA が再処理プロセスに与える影響の基本特性を、臨界安全、放射線安全及び核不拡散性の観点から定量的に明らかにすることを目的とする。

2. 研究手法　まず、MA の臨界安全性への寄与を評価するため、高濃度(244gPu/l)・低濃度(58.5gPu/l)[1]の Pu 硝酸溶液に対する MA の反応度寄与を、核種ごとおよび元素ごとに評価した。中性子無限増倍係数の計算に MCNP6.1 及び FSXLIBJ4.0 を使用した。評価指標として添加 MA の単位濃度当たりの反応度価値を用いた。次に放射線防護特性解析として、ORIGEN-ARP コードを用いて MA-Pu 溶液の放射線源情報を作成し、溶液から距離 1m における作業者の被ばく線量を、MCNP6.1 を用いた漏えい放射線束計算と ICRP PUBLICATION 116[2]の換算係数を用いた実効線量計算を行い、MA および残留 FP による実効線量への寄与度を定量評価した。また、核不拡散性解析として、テロリストや国家による核物質の転用困難性の主要因子である Material Attractiveness(不正利用価値)の評価を参照文献[3-5]に基づいて行った。最後に、具体的な Pu 溶液保管体系を仮定し、MA-Pu 共存時の未臨界容積、実効線量、核不拡散性への寄与を評価した。

3. 結果・考察　図 1 に Pu 硝酸溶液に対する添加 MA 核種の反応度価値の評価結果を示す。特に大きな負の反応度価値を持つ核種として ^{241}Am,^{243}Am,^{237}Np が抽出され、Pu に対し 1 割程度 ^{241}Am を添加した場合に 8.5%⊿k_{inf}/k_{inf} の臨界安全への寄与が得られた。これに伴い、仮定した Pu 溶液保管体系での未臨界(k_{eff}≦0.9)計算結果から、単離 Pu の場合と比べ $Am_{0.3}$-Pu_1 の共存時に 2 倍程度の容積においても同程度の未臨界度が維持できる結果を得た。また、被ばく線量評価では、Ln 中に含まれる ^{154}Eu の崩壊γ線が支配的であり、次いで ^{244}Cm の自発核分裂中性子線の寄与が大きいことを明らかにした。不正利用価値の評価においては、Ln 添加時には放射線量の増加による不正取得への抵抗性の向上、また Cm 及び Am 添加時には臨界球当りの崩壊熱量の増加に伴い利用価値の低下への寄与が見られた(表 1)。

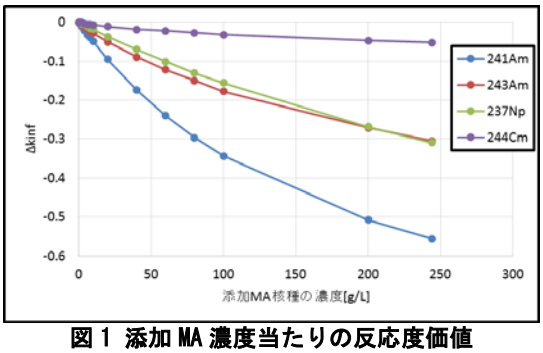


図 1 添加 MA 濃度当たりの反応度価値

表 1 不正利用価値評価結果例

評価対象	転用形態	放射線量 @1m[Sv/h]	崩壊熱量 [W/BCM]
Pu硝酸溶液	金属Pu球	0.04	455
Pu_1-$Am_{0.1}$共存溶液	Pu_1-$Am_{0.1}$金属球	0.14	650
Pu_1-$Cm_{0.1}$共存溶液	Pu_1-$Cm_{0.1}$金属球	1.0	5960
Pu_1-$Ln_{0.1}$共存溶液	Pu_1-$Ln_{0.1}$金属球	3.4	661

*Pu_1-$Z_{0.1}$：Pu に対し 0.1(10wt%)の元素 Z が共存する状態

参考文献 [1] M. Benedict et al., (1981) *Nuclear Chemical Engineering, Second Edition*, [2] *ICRP Publication 116*, Ann. ICRP, APPENDIX A
[3] C. G. Bathke et al., Global 2013, [4] Y. Kimura et al., JNST (2010), [5] T. Aoki et al., JNST submitted.

*Masaya Watanabe and Hiroshi Sagara,
Tokyo Institute of Technology

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1E07-10] Social Situation

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 2:45 PM - 3:50 PM Room E (16-205 Building No.16)

[1E07] Public Policies Building of Energy Security

*Yuko Koito[1] (1. Takushoku University Graduate School)

2:45 PM - 3:00 PM

[1E08] Quantitative Analysis of Japan' s Energy Security based on Fuzzy Logic

*Ryohei Yamanishi[1], Yoshiyuki Takahashi[2], Hironobu Unesaki[2] (1. Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2. Research Reactor Institute, Kyoto University)

3:00 PM - 3:15 PM

[1E09] A Study on Increase of Related Deaths during the Great East Japan Earthquake

*Minoru Kubo[1], Shouji Tsuchida[2] (1. TSUKUBA EXPO'85 MEMORIAL FOUNDATION, 2. Kansai University)

3:15 PM - 3:30 PM

[1E10] A study on the factors that contribute to the practice of organizational behavior as coping with unexpected events

*Kenichi Hayase[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

エネルギー安全保障をめぐる合意形成
（2）高速増殖原型炉もんじゅに関する国民的議論の枠組みの考察

Public Policies Building of Energy Security
(2) Study on a framework of national consensus for the fast breeder reactor “Monju”

*小伊藤　優子[1]
[1]拓殖大学大学院国際協力学研究科博士後期課程修了

本研究は、福島第一原子力発電所事故以降のエネルギー政策における原子力利用に関する国民的合意形成メカニズムを検討するものである。本報では、過去の事例としてナトリウム漏洩事故後の高速増殖原型炉もんじゅについて多様な行為主体の活動に着目し、当時の国民的議論の枠組みの課題を検討した。
キーワード：エネルギー安全保障，原子力政策，合意形成，基地政策

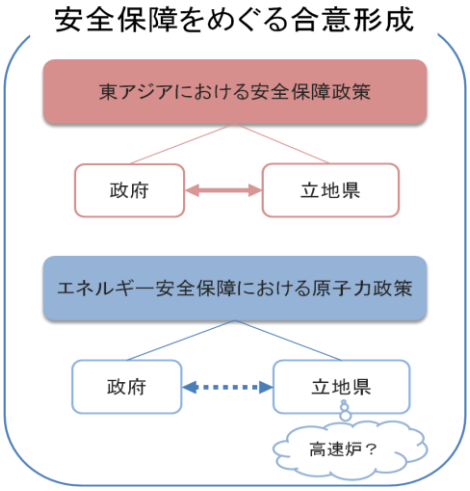
1. 緒言

高速増殖原型炉もんじゅ（以下、「もんじゅ」）は、ナトリウム漏洩事故に際して研究開発が停滞したものの、国民的議論の場においてエネルギー源として有力な選択肢であるという合意が形成され、運転再開に向けた取り組みが進められてきた。東京電力福島第一原子力発電所事故が発生し、国民の間に「脱原発」ムードが高まる中で再び研究開発は停滞することになったものの、エネルギー安全保障の観点から、準国産エネルギーを創出する高速炉サイクルの重要性に変わりはない。ナトリウム漏洩事故に際して形成された国民的議論の枠組みについて、社会科学の研究手法を用いて考察し、今後の高速炉サイクル実用化に向けた政策に関する合意形成を促進するための知見を得ることを試みる。

2. ナトリウム漏洩事故後の「もんじゅ」に関する国民的議論の枠組み

2-1. 多様な行為主体の活動の特徴と相互作用

政治史学的実証研究により多様な行為主体の活動の特徴を考察した結果、原子力委員会が科学技術庁及び通商産業省といった関係省庁の意見を集約する機能を有しており、情報の透明性を求める時代背景の中で会議の内容を原則公開する原子力政策円卓会議と、立地県知事の提案を受けて高速炉サイクルの議論に特化した高速増殖炉懇談会を設置して国民的合意の形成を試みたことが重要なファクトとして抽出された。



加えて、同心円モデルに基づき行為主体間の相互作用を考察した結果、原子力委員会の下に設置された二つの国民的議論の場について次の点を重要な特徴として指摘できる。原子力政策円卓会議は、政策決定者にとって世論を取り入れた迅速な政策合意を形成することが可能になる一方で、各行為主体が各々所属する影響層の主張を披瀝する場となった。また、別途設置された高速増殖炉懇談会は、高速炉サイクルに特化した議論を可能にする一方で、立地県知事がオブザーバーという独立性の高い立場をとったことにより、立地県の意見が反映されにくい形態を構成した可能性がある。

2-2 .国家安全保障における基地政策の合意形成メカニズムとの比較から得られた知見

基地政策に関しては、国民的合意形成を試みる前に基地を抱える自治体間の合意形成が図られていた。その後、沖縄返還交渉に際して総理府の下に設置された沖縄問題等懇談会とその下部組織である沖縄基地問題研究会が、国家安全保障の観点から在日米軍基地の存続を正当化する国民的合意を形成した。他方、原子力政策については、立地県間の連携が十分に進展する前に、「もんじゅ」のナトリウム漏洩事故に際して設置された原子力政策円卓会議において、六ヶ所村の再処理工場を含む全般的な核燃料サイクルに関する国民的合意の形成が試みられ、同議論の継続中に別途高速増殖炉懇談会が設置された。それによって、高速炉サイクルの議論を全般的な核燃料サイクルの議論から独立した別の論点にした可能性がある。

3. 結論

エネルギー安全保障における原子力政策に関する国民的議論は、リスクを踏まえたうえで、全ての立地県間が連携して議論に参画し、国策として包括的に全体的な核燃料サイクルを検討することが重要である。

参考文献

[1] 小伊藤優子「エネルギー安全保障をめぐる合意形成(1)福島事故以降の原子力政策に関する論点の推移の考察」,日本原子力学会 2016 年度秋の大会。
[2] 竹内純子「「もんじゅ」を議論するのではなく、核燃料サイクル政策全体の議論を」日本原子力学会『ATOMOΣ』Vol. 58(2016 年 12 月)。

*Yuko Koito[1].
[1]Takushoku University Graduate School / Ph. D.

ファジィ理論に基づく我が国のエネルギーセキュリティの定量的分析
― 福島原発事故の影響評価 ―

Quantitative Analysis of Japan's Energy Security based on Fuzzy Logic
– Impact Assessment of Fukushima Accident –

*山西凌平[1]，高橋佳之[2]，宇根崎博信[2]
[1]京都大学大学院エネルギー科学研究科，[2]京都大学原子炉実験所

This study quantitatively analyzed Japan's energy security, which has been greatly exposed to change by Fukushima accident, based on fuzzy logic by using 20 indicators composing the 4As-framework suggested by APERC.

Key words: Energy security, Fukushima accident, 4As-framework, Fuzzy logic

1. 緒言

福島原発事故は、我が国に政治的、経済的、社会的に大きな影響を及ぼすとともに、我が国のエネルギーセキュリティの脆弱性をより一層露呈させる出来事となった。福島原発事故を契機に大きな変化にさらされている我が国にとって、エネルギーセキュリティをより堅固にするために今後進むべき道を明らかにすることは極めて重要であるという観点から、本研究では、ファジィ理論に基づくエネルギーセキュリティの定量的分析を通じて、福島原発事故の影響評価ならびに我が国のエネルギーセキュリティの構造分析を行った。

2. 評価手法

まず、Availability, Accessibility, Affordability, Acceptability の 4 つの側面から構成される“4As”フレームワーク[1]に基づいてエネルギーセキュリティを概念化し、特に原子力人材や放射性廃棄物など原子力利用に関連する指標を含めて指標の選定を行った。その後、ファジィ理論を応用したファジィ推論ならびに Fuzzy-DEMATEL 法を用いて、福島原発事故前後の我が国のエネルギーセキュリティの定量評価、そして、我が国のエネルギーセキュリティを構成する因子間の相互影響関係の分析を行った。

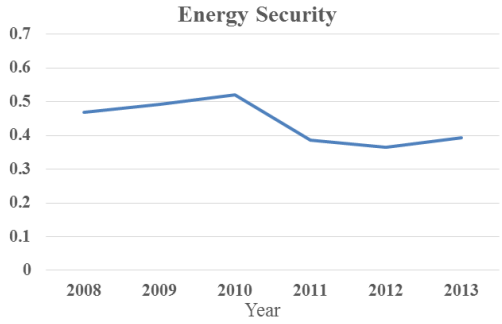


図 1. 2008-2013 年の我が国のエネルギーセキュリティの推移

3. 結果

我が国のエネルギーセキュリティは、福島原発事故によって経済や環境、社会的な側面において大きな影響を受けたが、2012 年以降は回復傾向にあることが分かった（図 1）。また、本研究で用いたエネルギーセキュリティの構成因子のうち、原子炉稼働のハードルが最も影響力の大きいファクターであることが定量的に示された（図 2）。我が国にとって、Availability の強化がエネルギーセキュリティ上の最重要課題であり、原子炉を稼働させるための諸問題に取り組むことが最もエネルギーセキュリティの向上に資することが示唆された。

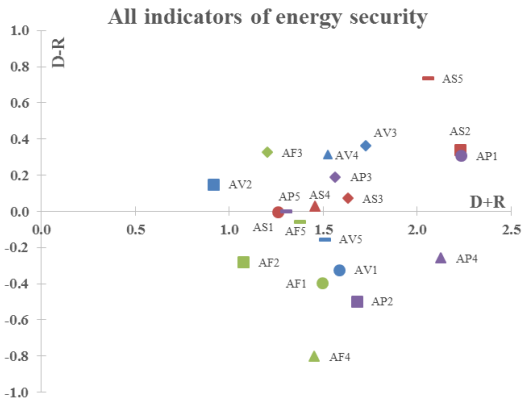


図 2. エネルギーセキュリティ構成因子の Cause-effect relation diagram

参考文献

[1] APERC, 2007. A Quest for Energy Security in the 21th Century: Resources and Constraints.

---

*Ryohei Yamanishi[1], Yoshiyuki Takahashi[2] and Hironobu Unesaki[2]
[1]Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., [2]Research Reactor Institute, Kyoto Univ.

東日本大震災時の関連死の増加に関する考察
福島県で何故関連死が減らないのか？

A Study on Increase of Related Deaths during the Great East Japan Earthquake
Why does not the related death decrease in Fukushima Prefecture?

*久保　稔[1]，土田昭司[2]
[1]（公財）つくば科学万博記念財団，[2]関西大学

2011 年の東日本大震災時に東電福島第一原子力発電所事故により、多くの人々が被害を受け、今もこの状況は続いている。本報告では震災関連死の現状及び実態を調査してとりまとめ、対応策等の考察を行う。

キーワード：東日本大震災、福島原発事故、関連死、災害弱者、高齢者、ソーシャルサポート

1. 緒言

福島県外では震災関連死の死者数が少なくなってきているが、福島県内では 2016 年 3 月 31 日の関連死者数は 2,038 人で、2015 年 3 月 31 日からの 1 年間で 124 人増加している。なぜ、福島県だけが関連死が減らないのかについては様々な要因が考えられる。また、災害弱者の高齢者の関連死数が総関連死数に占める割合が多くなっている。

2. 現状の分析　2016年6月30日に発表した復興庁の震災関連死の死者数（3月31日現在）は岩手県から長野県まで合計3,472人となっている。その内、岩手県内で459人、宮城県内で920人、福島県内で2,038人となっている。この東北３県で3,417人の方が亡くなっており、全国の98.4%を占めている。特に、福島県内では、直接死者数と行方不明者数の合計が1,810人であるのに対して、震災関連死者数は228人も多い2.038人の方が亡くなっていることが分かる。

東日本大震災における震災関連死に関する報告[1]では、東北の他県に比べて福島県で関連死が減らないのは原発事故の影響が大きいのではないかと指摘している。また、被災者の中でも、災害弱者の高齢者に関連死が多いことを考えると、被災者の受けた心理的な負荷、特に災害弱者の高齢者のニーズを把握した極めの細かい支援が重要である。

3. 結論・考察

東日本大震災から 5 年半経った現在も、災害弱者の高齢者に関連死が多いこと等、大きなしわ寄せを高齢者が受けている。この状況を解決するためには、社会学、心理学等の多方面からの危急の分析・対策の検討が重要である。また、「心のケア」という言葉で、被災者の対策ができるように考える傾向があるが、もっと実体のあるケア・コミュニケーションが必要である。

参考文献

[1] 東日本大震災における震災関連死に関する報告　2012 年 8 月 21 日、震災関連死に関する検討会(復興庁)

*Minoru Kubo[1], Shoji Tsuchida[2]
[1]Tsukuba EXPO’85 Memorial Foundation. [2]Kansai University

不測の事態への対処としての組織行動の実践に資する要因に関する研究 - 東日本大震災の事例調査を通じた要因の探索 -

A study on the factors that contribute to the practice of organizational behavior as coping with unexpected events - Exploration of the factors through the case survey of the Great East Japan Earthquake -

*早瀬 賢一[1]
[1]電力中央研究所

本研究では，東日本大震災の事例調査を通じて得られた，緊急時における不測の事態への対処としての組織行動の実践に資する要因について報告する。

キーワード：不測の事態，東日本大震災，組織行動

1. 緒言　2011 年の東日本大震災で不測の事態（事前に想定していなかった重大事象）に直面した組織では，その構成員が個人または集団として事態に適切に対処した組織行動が見られた。これらの組織行動が実践できた背景を理解し，自らの組織に反映することは，緊急時の備えを充実する上で重要である。本研究では，東日本大震災時に適切に対処した 10 組織の事例調査を通じて，緊急時における不測の事態への対処としての組織行動の実践に資する要因を探索した。

2. 主な成果 2-1. 組織行動の実践に資する要因の導出　震災時に組織が直面した事態への対処として実践された組織行動とその背景から，複数の組織の事例で共通性があり，一般性のある内容等を踏まえて，13 の組織行動を対象としてその実践に資する要因が導き出された（表 1）。例えば，「迅速な初動対応」には，緊急時に備えた対策本部の体制の整備などに加え，組織構成員の初動に対する意識の醸成が寄与すると考えられた。

2-2. 組織行動の実践に資する要因の分類からの考察　組織行動の実践に資する要因は，4 つの内容に分類出来た。防災や BPC などの緊急時に備えた取り組みに関する要因（分類 A）と共に，通常時の業務や組織の特徴に関する要因（分類 B）が，組織行動の実践に資する要因として多く認められ，不測の事態への対処を可能とするには，通常時の業務を通じた，判断・行動の拠り所の醸成，質の高い業務の推進，自律的な業務の推進なども重要であると考えられた。

表 1 組織行動（一部抜粋）の実践に資する要因

組織行動	組織行動の実践に資する要因			
	要因の分類A（緊急時に備えた取り組みに関する要因）	要因の分類B（通常時の業務や組織の特徴に関する要因）	要因の分類C（過去の経験に関する要因）	要因の分類D（緊急時における要因）
迅速な初動対応	・緊急時に備えた対策本部の体制の整備 ・緊急時に備えた体制（対策本部以外も含む）の整備 ・訓練の実施 ・緊急時対応の流れや方法の整備 ・初動に対する意識の醸成			
現場での自律的な対応	・組織構成員の判断・行動の拠り所となるもの（BCPや訓練などの緊急時への備えとして培われるもの） ・緊急時における役割分担としての現場の権限の整備	・組織構成員の判断・行動の拠り所となるもの（社訓や理念などの通常業務を通じて培われるもの） ・通常業務時からの現場への権限委譲や現場の権限の整備 ・通常業務時からの質の高い仕事のやり方 ・通常業務時からの自律的な仕事のやり方	・組織構成員の判断・行動の拠り所となるもの（災害経験）	・上位部署・組織の指示を待つと対応が遅れてしまうという認識
現場での柔軟な対応		・組織構成員の判断・行動の拠り所となるもの（社訓や理 ・通常業務時からの柔軟な仕事のやり方 ・現場の能力の高さ		

参考文献

[1] 早瀬 賢一. 不測の事態への対処としての組織行動の実践に資する要因に関する研究 - 東日本大震災の事例調査を通じた要因の探索 -. 電力中央研究所報告 L15003. 2016.

*Kenichi Hayase [1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1E11-13] Communication for Perception of Nuclear Power

Chair: Mitsuhiro Fujiwara (Tohoku Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 3:50 PM - 4:40 PM Room E (16-205 Building No.16)

[1E11] Perception of Nuclear Power in Terms of the Energy Choice

*Hiroshi KIMURA[1], Isshin TAKENAKA[1], Noriko KANZAKI[1] （1. PONPO）

3:50 PM - 4:05 PM

[1E12] Perception of Nuclear Power in Terms of the Energy Choice

*Isshin Takenaka[1], Kimura Hiroshi[1], Noriko Kanzaki[1] （1. Public Outreach, NPO）

4:05 PM - 4:20 PM

[1E13] From zero-risk to risk tolerance, from PA to communication

*Mariko Nishizawa[1] （1. literajapan）

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

エネルギーという枠組みにおける原子力の認知
（1）将来のエネルギーを考えるワークショップの実施

Perception of Nuclear Power in Terms of the Energy Choice

(1) Practice of Workshops about the Energy Choice

*木村　浩[1]，竹中　一真[1]，神崎　典子[1]

[1]NPO 法人パブリック・アウトリーチ

本研究では、将来のエネルギー選択という文脈の議論において、人々に原子力がどのように認識されていくのかを分析する。シリーズ発表の頭となる本稿では、その分析対象となる将来のエネルギーを考えるワークショップについて、実施状況を説明する。

キーワード：エネルギー選択，原子力認知，ワークショップ

1. 緒言

原子力は数多くあるエネルギー源のうちのひとつであり、パブリックで話される場合でも、本来であればその背景となるエネルギー全般の議論を欠かすことは出来ない。しかし、従来の原子力に関するコミュニケーションでは、原子力そのものに焦点を当てたものが多く見られ、その背景となる広がりのある議論は避けることが多い。そこで、本研究では、将来のエネルギー選択という文脈の議論において、人々に原子力がどのように認識されていくのかを分析する。本稿では、その分析対象となる将来のエネルギーを考えるワークショップについて、実施状況を説明する。

2. エネルギーの将来を考えるワークショップの設計と実施

ワークショップは、エネルギーの将来を担う世代である「学生」を対象として、エネルギーに関する知識を獲得し、各自の意見を明確化したうえで、各自の価値観の相違を尊重しながら、参加者間の「合意」を目指して話し合うことを目的としている。そして、2016 年 9 月～2017 年 1 月に、全 7 回のワークショップを実施した。ワークショップには、都内大学生（大学院生も含む）７名が繰り返し参加した。7 回のワークショップの内容は表 1 の通りである。第 1 回は導入、第 2～5 回は参加者の 3E+S に関する知識獲得、第 6～7 回はエネルギーの将来についての議論を実施するような設計となっている。

表１　各ワークショップの実施内容

第１回	ワークショップ「エネルギーの将来について考えるには」	2016/8/16
第２回	講義１「電源別発電コスト評価の概要と主要な論点」	2016/9/19
第３回	講義２「エネルギー問題」	2016/10/17
第４回	講義３「原子力の安全性について」	2016/10/31
第５回	講義４「環境適合性について」	2016/11/28
第６回	ワークショップ「エネルギーの将来はどうあるべきか」	2016/12/12
第７回	ワークショップ「エネルギーの将来はどうあるべきか（２）」	2017/1/14

なお、本取り組みは「『エネルギーの将来について、確たる知識に基づき、価値観を越えて合意をつくる』プロジェクト」として、経済産業省資源エネルギー庁の支援を受けて実施された（事務局：(一財）日本立地センター)。また、ワークショップに関するすべての記録は、「エネルギーの将来について、確たる知識に基づき、価値観を越えて合意をつくる」プロジェクトホームページ（http://ponpo.jp/2016WS/）に公開されている。

---

*Hiroshi KIMURA[1], Isshin TAKENAKAi[1] and Noriko KANZAKI[1]

[1]Public Outreach, Non-profit.

エネルギーという枠組みにおける原子力の認知
（2）ワークショップを通じた原子力認知の変遷

Perception of Nuclear Power in Terms of the Energy Choice

(2) Change in perception of Nuclear Power through the Workshops

*竹中　一真[1]，木村　浩[1]，神崎　典子[1]

[1]NPO 法人パブリック・アウトリーチ

本研究では、将来のエネルギー選択という文脈の議論において、人々に原子力がどのように認識されていくのかを分析する。本稿では、アンケートを分析することで、参加者の原子力の認知がどのように変遷していったのかを明らかにし、1 つのケーススタディとして示す。

キーワード：エネルギー選択，原子力認知，ワークショップ

1. アンケート設計と実施

参加者 7 名に対し、事前詳細アンケート、ワークショップの各回終了後の簡易アンケート（全 7 回）、事後詳細アンケートの計 9 回のアンケートを実施した。アンケートでは主に将来の電源構成に関する意見を把握するために、「3E＋S」の優先順位や将来の電源構成の希望などについて質問している。これらの質問項目とアンケートの自由記述を合わせて分析することで、参加者の原子力認知の変遷、および、変遷していった理由を分析する。

2. 「3E＋S」の各観点が原子力認知に与える影響

第 2 回～5 回のワークショップは「3E＋S」の各観点から参加者に情報提供を行った。図 1 には各回を通じて、参加者の希望する 2030 年の原子力発電の割合がどのように変遷していったのかを示している。第 2 回は経済性がテーマであり、希望する原子力割合に概ね増加傾向が見られる。原子力のコストの優位性を理解したことや新エネルギーへの過度な期待に気づいたことが変遷の理由として挙げられる。第 3 回はエネルギー安定供給がテーマであり、原子力の資源量の豊富さを理解し希望する原子力割合を増やした参加者と、化石燃料枯渇の心配が解消され火力割合を増やし原子力割合を減らした参加者がいた。第 4 回は原子力の安全性がテーマであった。参加者の理解は総じて深まっている様子だったが、希望する原子力割合の変化は様々であった。第 5 回は環境適合性がテーマであった。原子力発電の 1 つのメリットとして話されることの多い観点であるが、希望する原子力割合に大きな増加傾向は見られなかった。

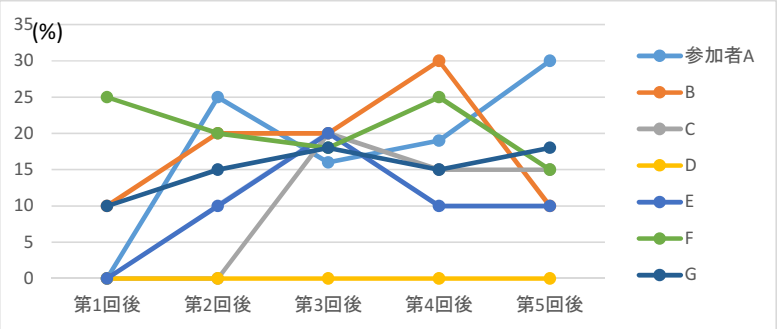


図 1.　2030 年の原子力発電の割合に関する各参加者の希望の変遷

* Isshin TAKENAKA[1], Hiroshi KIMURA[1] and Noriko KANZAKI[1]

[1]Public Outreach, Non-profit.

ゼロリスクからリスク許容､受容からコミュニケーションへ

From zero-risk to risk tolerance, from PA to communication

*西澤 真理子

リテラジャパン（株式会社リテラシー）

国内でなぜリスクコミュニケーションが進まないかを「認識の違い」という点から議論した上で、ヨーロッパで見られる参加型のコミュニケーションの国内での実践例として、2015 年 4 月から 7 月までリテラジャパンが企画・運営した原子力エネルギーをめぐる静岡でのステークホルダー勉強会の成果を報告する。

キーワード：リスクコミュニケーション（RC)、リスクの許容、議論の場、市民パネル

1. 緒言

福島第一原発の事故直後に起きた混乱は、日本におけるリスクコミュニケーション（RC）の欠落を露呈した。この事故から 5 年以上経過したが、原子力分野ではまだ RC が根付いていない。その理由の一つには「パブリック・アクセプタンス（PA)」という考えが根強いことがある。RC を通じて科学者、事業者、一般市民が対等な関係で対話すべきである。その一方､「安全」という言葉を安易に使う風潮を科学者が黙認してきたツケが回ってきたという面も見逃せない。「絶対安全」という言葉を使わず、リスクがあることを平時から丁寧に説明し、リスクをどこまで許容・耐用（tolerate）するかを議論することが重要である。

2. 静岡での市民パネルの実施

原子力分野での実践例として、筆者が代表を務めるリテラジャパンは、2015 年 4 月から 7 月まで、電力や原子力エネルギーをめぐる静岡でのステークホルダー勉強会（市民パネル）を企画・運営した（http://literajapan.com/20150124-2)。これは、全 3 回にわたって、原子力をテーマに専門家・事業者・メディア・市民が疑問点を出し合い、お互いの持つ情報のずれを確認し、相互理解を深める試みであった。そこでは専門知識をもたない一般市民が質の高い議論をした。市民の発表は素朴な言葉が使われつつも、そこにはまさに RC の本質が表れていた。この実践を通して､「日本人が欧米で行われるような市民パネルを苦手としている」というのは単なる思い込みにすぎないと実感した。これまで対話や議論の「場」がなかったのが問題だったことが明確になった。

3. 結論

日本でも対話や議論の場を作るだけで、RC の現状は大きく変わるように思われる。今後日本社会を成り立たせるには、市民が対話に参加する機会を増やすべきだろう。そして、それと同時に科学者の側もまた、こうした対話を促進するために、RC の重要性を認識し、ステークホルダーとコミュニケーションをとる覚悟をもたなければならない。

参考文献

[1] 西澤真理子『リスクコミュニケーション』エネルギーフォーラム新書、2013 年.

---

*Mariko Nishizawa

Litera Japan Corporation

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1E14-16] Communication for Nuclear Disaster Reduction Activities

Chair: Masafumi Akiyoshi (OPU)

Mon. Mar 27, 2017 4:40 PM - 5:30 PM Room E (16-205 Building No.16)

[1E14] Survey of public communication about radiation and atomic energy disaster prevention

*Shinichi Oiso[1] （1. INSS）

4:40 PM - 4:55 PM

[1E15] Nuclear Disaster Reduction Activities in a Prefecture bordered on Nucelwr Power Station located Area

*Ekou YAGI[1], Takako Kashiwa[2] （1. Osaka Univ., 2. Shiga Prefecture）

4:55 PM - 5:10 PM

[1E16] Nuclear Disaster Reduction Activities in a Prefecture bordered on Nucelwr Power Station located Area

Takako Kashiwa[1], Ekou Yagi[2] （1. Shiga Prefecture General Policy Department Disaster Prevention and Crisis Management, 2. Osaka University Center for the Study of Co Design）

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

放射線および原子力防災に関するコミュニケーションの調査

Survey outcome of the public communication about radiation and nuclear disaster prevention

*大磯眞一
(株)原子力安全システム研究所

福島第一原子力発電所事故後、放射線に対する不安や関心が高まっている。そのような中で、放射線および原子力防災に関する知識の普及、理解促進に資することをねらいとして、コミュニケーションの調査を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、放射線、原子力防災、質問紙調査、コミュニケーション

１．緒言

平成 27 年 11 月から 12 月に、関西地域における成人男女 1,028 人を対象に訪問留め置き方式で質問紙調査を行ったので、平成 24 年度および平成 26 年度の結果との比較を含めて報告する。

２．結果

（１）放射線関係

放射線に対して不安に思っている人は 7 割を占め、女性の方が不安に思う人が多い（男性 : 64%、女性 : 77%）。年齢別では、年配の人の方が不安に思う人の比率が高い。

放射線に関する基礎知識は平成 24 年度と比べ大きくは変わっていないが、低下しているものもある。とくに外部被ばく・内部被ばくの知識がある人の比率が低下している。

自然放射線の存在を知っている人は 6 割強であるが、男性の方がその比率が高い。また、年配の人の方が知っている比率が高い。自然放射線の存在を知っている人の中でも、その量を知っている人は 1 割強に過ぎない。

放射線に関する情報で役に立ったと思われる方法としては、テレビのニュース・番組、新聞をあげる人が多い。原子力発電施設等立地隣接地域においては、地方自治体の広報誌や、講演会・シンポジウムをあげる人もそれ以外の地域より多い。

（２）原子力防災関係

原子力施設での事故の際に放射線から身を守る方法に関する知識については、平成 24 年度より低下している。また、屋内退避関係の知識がある人は少ない。

原子力災害について不安に思う理由としては、起これば自分に害があるかもしれないから、および、逃げられないかもしれないから、という人が多かった。原子力発電施設等立地隣接地域においては、この 2 つの理由をあげる人がとくに多く、それ以外の地域との比較で有意差があった。

３．考察

（１）放射線関係

外部被ばくと内部被ばくについての知識は原子力災害時に重要であり、今後、一層の情報提供が必要であると考えられる。また、自然放射線の存在を知っている人を年齢別にみると、若年の人では 5 割弱と比率が低いことから、学校教育などによる次世代層への知識の普及が課題である。

（２）原子力防災関係

屋内退避関係の知識がある人が少ないため、屋内退避時はドアや窓を閉め、換気扇も使用しないなどの知識の普及が必要である。また、逃げられないかもしれないという意見が多いとの結果があり、「緊急事態の発生から、放射性物質が放出される、あるいは防護措置が必要なレベルに空間線量が上昇するまでには時間があること」への理解や、避難が必要になった際の対応に関する知識の普及を図っていくことが、今後の課題であろう。

*Shinichi Oiso

Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

原子力発電所「近接」立地県における原子力防災に関する一考察 （1）滋賀県を対象とした分析と課題群の整理

Nuclear Disaster Reduction Activities in a Prefecture bordered on Nuclear Power Station located Area

（1）An Analysis of Nuclear Disaster Reduction Activities in Shiga Prefecture

*八木 絵香[1]，柏 貴子[2]

[1]大阪大学，[2]滋賀県

本発表では、「近接（非）」立地県における原子力防災対策のあるべき姿について考察を行う。具体的には、その特徴・課題を整理した上で、自治体職員等を対象とした研修の方向性についての提案を行う。

キーワード：原子力防災，原子力発電所「近接」立地県，リスクコミュニケーション研修

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、UPZ（30km）圏内の原子力防災対策が求められるようになった。これにより近年、立地以外の道府県でも、新しい防災計画の策定、訓練・研修等の重要性が指摘されている。本発表では、特に「近接（非）」立地県を対象として、研修活動を中心に考察を行う。

2. 原子力発電所「近接」立地県が抱える防災上の課題

2-1. 滋賀県における原子力防災

滋賀県は、隣接する若狭地域に 6 つの原子力発電所が設置される原子力発電所「隣接」立地県である。滋賀県は、独自に実施した放射性物質の拡散予測結果から、二市の一部地域を含む最大 43 ㎞圏内を「原子力災害対策を重点的に実施するべき地域（滋賀県版 UPZ)」として設定し、防災対策を推進している。

2-2. 原子力発電所「近接」立地県の特徴と課題

滋賀県は、「近接」立地県であるがゆえに、次のような防災対策上の特徴と課題を有する。

① 知識・関心の度合いが相対的に低いこと： 住民や自治体職員の原子力に関する知識や関心は、立地県と比較すれば低い。そのため避難等の防災対策強化と平行して、放射線や原子力防災に関する基礎的知識の普及に注力する必要がある。一方で、相対的に発生頻度が高い自然災害対応にリソース投入が偏重する傾向もあり、原子力防災への関心を高めることはそれほど容易ではない。

② 避難等の防護対策が必要となるエリアが限定的： 原子力災害における避難の実効性の担保は非常に困難を伴う。一方で滋賀県に限れば、対象範囲（居住人口）が限定されるため、対象者の状況に応じた対応が可能となるケースも多く、立地県とは異なる対応方針をとることができる。

③ 防護措置が必要とならないケースを重視： OIL に基づく防護措置が立地県内で発出されたにも係わらず、滋賀県内に発出されないケースが想定される（また滋賀県内の一部にしか発出されないケース)。そのため、立地県において中心的に想定されるケース、すなわち避難等を必要とする事態とは別に滋賀県では、「防護対策が必要ではない」場合の対応について、より注意深く検討される必要がある。このケースでは、特に行政職員と地元住民のコミュニケーションが重要な要素となることから、研修等においては、この点に特化した形の独自のプログラム開発・展開が必要となる。

以上のような状況を踏まえると、原子力発電所「近接」立地県では、これまでに原子力防災においてその中心的課題となってきた避難措置等の実効性向上とあわせて、「防護対策が必要ではない」場合の対応、特にコミュニケーション諸活動に注力する必要があると考えられる。

3. 補記

なお、発表者は滋賀県原子力防災専門会議委員（平成 26 年 5 月～現在）であることを付記する。

*Ekou YAGI[1], Takako KASHIWA[2] [1]Osaka University, [2]Shiga Prefecture.

原子力発電所「近接」立地県における原子力防災に関する一考察
（2）滋賀県における原子力リスクコミュニケーション研修

Nuclear Disaster Reduction Activities in a Prefecture bordered on Nuclear Power Station located Area

(2) Risk Communication Training on Shiga Prefecture

*柏　貴子[1]，八木　絵香[2]

[1]滋賀県，[2]大阪大学

滋賀県では、原子力発電所「近接（非）」立地県であることの特徴を踏まえた原子力災害に係るリスクコミュニケーション研修を実施している。本発表では、その成果および今後の方向性について報告を行う。

キーワード：原子力防災，原子力発電所「近接」立地県，リスクコミュニケーション

1. 緒言

滋賀県は、前報のとおり、特に「近接（非）」立地県であることの特徴を踏まえた原子力防災にかかる研修を開催している。具体的には、原子力防災業務に従事するために必要な知識と技術の習得を目的に、原子力災害の概要、放射線の基礎、モニタリング資機材の取扱い方法、原子力災害時における住民とのリスクコミュニケーションなどの研修を開催している。本発表では、リスクコミュニケーションに係る研修の成果および今後の方向性について報告を行う。

2. 研修方法

滋賀県がおかれる状況を鑑みた場合、滋賀県内で避難措置がとられるケースに加えて、立地県で避難措置がとられているにも係わらず、滋賀県内では防護措置が必要とされないケースも想定する必要がある。後者においては、特に行政職員と住民とのコミュニケーションが重要な要素となることから、リスクコミュニケーション研修においては、滋賀県内の行政職員が身近に感じられるケースを想定するなどの工夫を行っている。

表1　研修参加者

		平成25年度	平成27年度
UPZ※内	市町職員	1人	3人
	消防職員職員	1人	8人
UPZ※外	市町職員	3人	6人
	消防職員職員	1人	5人
警察職員		0人	6人
県職員		2人	6人
その他		4人	0人
合計		12人	34人

※UPZ:　緊急時防護措置を準備する区域

いずれのケースも、研修参加者(表 1)を５名～７名のグループに分け、課題を出し、課題について 1 時間～1 時間半グループディスカッションをした後、班ごとに５分程度の発表を行ってもらった。

(1) 平成 25 年度滋賀県リスクコミュニケーション研修会

ア　課題：放射性物質の汚染が疑われる木材チップが河川敷に搬入・放置されている。このことについて、緊急住民説明会を実施することになった。冒頭で説明する資料（５分程度）を作成しなさい。

イ　発表：敷設されている木材チップの現状、健康・環境への影響、今後の対応について発表が行われた。

(2) 平成 27 年度滋賀県リスクコミュニケーション研修会

ア　課題：原子力災害が発生し、避難所の開設準備をしていたところ、「避難者の中に 10,000cpm の汚染が検出されているケースがあると聞いた。本当に大丈夫なのか心配を感じる。」という問い合わせがあり、緊急住民説明会を実施することになった。冒頭で説明する資料（５分程度）を作成しなさい。

イ　発表：事故の状況、放射線の基礎知識、スクリーニング方法、汚染の影響、避難所周辺の状況（放射線量率、土壌などの放射能濃度）などについて発表が行われた。

3. 成果

原子力災害は、他の自然災害と異なり、災害対応や住民対応を経験していない人が多く、実際にどのような知識・意識・技術を持つべきかイメージしにくい。研修を行うことにより、原子力災害が発生した際、滋賀県はどのような状況になるのかを具体的にイメージすることができ、必要な知識・意識・技術を把握することが出来たと考えられる。

* Takako KASHIWA[1] Ekou YAGI[2]　[1]Shiga Prefecture, [2]Osaka University.

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

[1F01-04] Subcriticality Evaluation and Monitoring 1

Chair: Cheol Ho Pyeon (Kyoto Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 10:00 AM - 11:10 AM Room F (16-206 Building No.16)

[1F01] Uncertainty Quantification of Bell Factor on the ADS Core

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

10:00 AM - 10:15 AM

[1F02] Development of Generalized Area Ratio Method for Subcriticality Measurement

*Ryota Katano[1], Kenji Nishihara[1], Kazufumi Tsujimoto[1], Tomohiro Endo[2] (1. JAEA, 2. Nagoya University)

10:15 AM - 10:30 AM

[1F03] Study on Application of Feynman-alpha Method to Fuel Debris Retrieval

*Mikio Tokashiki[1] (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1F04] Asymptotic behavior of power in subcritical state based on one-point kinetics equation

*Yuichi Yamane[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ADS 炉心におけるベル因子の不確かさ評価

Uncertainty Quantification of Bell Factor on the ADS Core

*木村 俊貴[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

ADS に対する未臨界度測定手法の一つとして面積比法が挙げられる。本研究では、MA が装荷された ADS 炉心に対し、面積比法の空間補正因子であるベル因子を対象として断面積起因の不確かさを評価した。また、未臨界度と面積比の断面積に対する感度係数を評価し、ベル因子の不確かさの位置依存性の解析を行った。

キーワード：面積比法，未臨界度，不確かさ評価，感度解析，ADS，MA 炉心

1. 緒言

加速器駆動システム(ADS)の安全な運転を担保するためには、炉心の臨界に対する余裕を示す未臨界度の測定が必要である。面積比法による未臨界度測定における検出器位置依存性の補正方法の一つとして、ドル単位の未臨界度$-\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$ [\$]と面積比の数値計算による予測値を利用した、ベル因子[1]を用いる方法がある。本研究では、ベル因子の核データに起因する不確かさを SCALE6.2.1/Sampler を用いたランダムサンプリングによって定量評価する手法を開発し、MA 装荷 ADS 炉心における不確かさ評価を実施した。そして、ベル因子の不確かさが面積比と未臨界度の相関によって打ち消されることを確認した。

2. 検証計算

本研究では、ランダムサンプリング法によってベル因子の核データに起因する不確かさを評価した。計算体系は、JAEA 提案 ADS 設計の 1 領域炉心 R-Z モデル[2]を基とする、1 次元円柱体系とした。まず、SCALE6.2.1/Sampler による断面積ライブラリのランダムサンプリングを行い、1000 サンプルの 238 群断面積サンプルを得た。この各サンプルについて、輸送計算コード NEWT により R-Z モデルを Z 軸方向に均質化した 7 群断面積を作成した。得られた各 7 群均質化断面積サンプルに対し、自作の 1 次元拡散計算コードを用いて体系のドル単位の未臨界度および面積比の分布を計算し、式(1)に基づいてベル因子の空間分布を計算した。そして、各断面積サンプルに対して得られたベル因子の空間分布について、平均と不偏標準偏差を計算した。また、面積比とドル単位の未臨界度の間の相関係数の分布を計算するとともに、それぞれの感度係数を直接法で計算した。

$$\text{ベル因子} f(r) \equiv \frac{\text{未臨界度} - \rho/\beta_{\mathrm{eff}}\ [\$]}{\text{面積比}\ A_p/A_d\ (r)} \quad (1)$$

3. 結果・考察

円柱体系の実効増倍率は$k_{\mathrm{eff}} = 0.970 \pm 0.011$となり、ドル単位の未臨界度は$-\rho/\beta_{\mathrm{eff}} = (17.0 \pm 7.2)$ \$となった。ベル因子とその相対不偏標準偏差の分布を図 1 に示し、面積比とドル単位の未臨界度の相関係数の分布を図 2 に示す。図 1、2 から、ベル因子の値が 1 に近い位置ほど、ベル因子の不確かさは小さくなり、面積比とドル単位の未臨界度の相関が強くなることが分かった。これらの原因は、面積比とドル単位の未臨界度の感度係数が等しくなるためである。

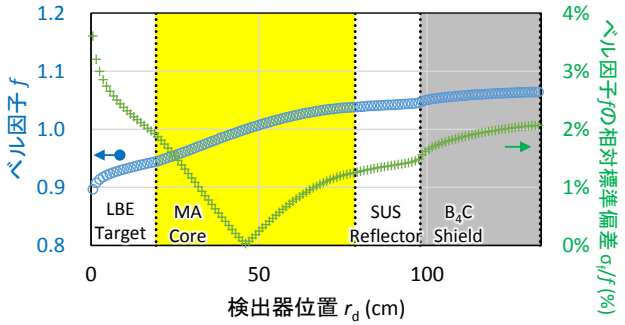


図 1　ベル因子と不確かさの分布

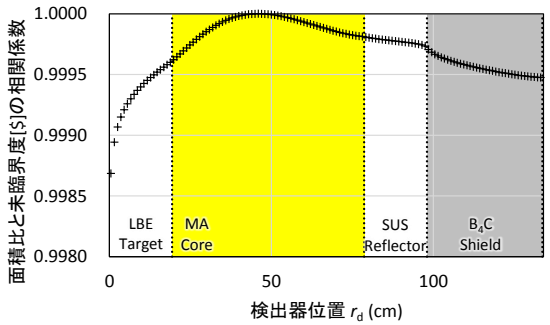


図 2　面積比と未臨界度[\$]の相関係数の分布

参考文献

[1] G. I. Bell and S. Glasstone, *Nuclear Reactor Theory*, Van Nostrand Reinhold, New York, 546-554 (1970).
[2] 岩元 大樹 他, JAEA-Research 2014-033, 日本原子力研究開発機構 (2015).

*Toshiki Kimura[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

未臨界度測定に向けた一般化面積比法の開発

Development of Generalized Area Ratio Method for Subcriticality Measurement

*方野 量太[1], 西原 健司[1], 辻本 和文[1], 遠藤 知弘[2]

[1]日本原子力研究開発機構, [2]名古屋大学

未臨界度の絶対値測定を行う面積比法を一般化した理論を考案し、数値計算によって妥当性について検証した。

キーワード：面積比法、未臨界度、KUCA、基底関数展開

1. 緒言

未臨界度の絶対値測定が可能な手法の一つとして、面積比法がある[1]。しかし、面積比法では中性子束分布の即発中性子成分および遅発中性子成分が基本モードに比例するという一点炉近似を仮定しているため、未臨界が深くなるにつれ高次モード成分が励起され、未臨界度の測定結果が検出器位置によってばらつく。そこで本研究では、面積比法から一点炉近似を排除し一般化された手法を提案し、数値実験を通じて妥当性について検証した。

2. 提案手法

周期的なパルス中性子源を与えた時間依存中性子輸送方程式は、パルス 1 周期分の範囲で時間積分すると、見かけ上固定源定常輸送方程式となる。この方程式の解である中性子束ϕの即発中性子成分ϕ_p および遅発中性子成分ϕ_d を、基本モード成分と元の分布から基本モード成分を除去したモードの線形結合であるとして式(1)および式(2)で展開する。ただし, $a_{p,j}$ および $a_{d,j}$ (j = 0、1)は展開係数、h_p および h_d は式(3)および式(4)で与えられる直交化定数である(**A** は輸送方程式の消滅演算子、**F** は生成演算子、$\mathbf{F}_d$ は遅発中性子に関する生成演算子)。式(1)~(4)を用いてϕ_p およびϕ_d を展開すると、ドル単位の未臨界度は基本モード成分に対する展開係数の比 $a_{p,0}/a_{d,0}$ で近似される。展開係数の比は、検出器i(断面積Σ_i)における面積比に関する等式(式(5))の左辺に測定結果を代入して得られる連立方程式を最小二乗法で解くことで求める。なお、直交化定数 h_p、h_d および各検出器位置における p_i、q_i は数値計算によって事前に評価する。

$$\phi_p = a_{p,0}\phi_0 + a_{p,1}\left(\phi_p - h_p\phi_0\right) \quad (1), \qquad \phi_d = a_{d,0}\phi_0 + a_{d,1}\left(\phi_d - h_d\phi_0\right) \quad (2)$$

$$h_p = \left\langle \mathbf{F}_d\phi_p \right\rangle / \left\langle \mathbf{F}_d\phi_0 \right\rangle \quad (3), \qquad h_d = \left\langle (\mathbf{A}-\mathbf{F})\phi_d \right\rangle / \left\langle (\mathbf{A}-\mathbf{F})\phi_0 \right\rangle \quad (4)$$

$$R_i = \frac{\left\langle \Sigma_i\phi_p \right\rangle}{\left\langle \Sigma_i\phi_d \right\rangle} = \frac{\left(a_{p,0}/a_{d,0}\right) + \left(a_{p,1}/a_{d,0}\right)p_i}{1 + \left(a_{d,1}/a_{d,0}\right)q_i} \quad (5)$$

$$p_i = \left(\left\langle \Sigma_i\phi_p \right\rangle / \left\langle \Sigma_i\phi_0 \right\rangle\right) - h_p \quad (6)$$

$$q_i = \left(\left\langle \Sigma_i\phi_d \right\rangle / \left\langle \Sigma_i\phi_0 \right\rangle\right) - h_d \quad (7)$$

3. 数値実験

京都大学臨界実験装置 KUCA 固体減速架台を想定した未臨界体系を計算体系とし、DT パルス中性子源による面積比法の数値実験を実施した(図 1)。数値実験では、計算と実験との差を模擬するために、仮想実験体系としてアルミ合金濃縮ウラン板中のウラン/アルミ重量比を、板の重量密度を保ったまま約 0.6%減らした体系を考慮した。連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP6.1 を用い、図 1 の①~⑧の位置で仮想的に設置した ^{3}He 検出器のパルス入射後の検出器応答を解析することで、面積比法の実験を模擬した。仮想実験体系において、遅発中性子有り/無しの固定源計算を行い各検出器位置における面積比 R_i を求めた。なお、未臨界度参照値には 固有値計算で得た値 2.3620[$](統計誤差 1σ = 0.80%)を用いた。表 1 は従来手法(仮想実験体系で得られた面積比を計算体系で求めた Bell 因子で補正したもの)に対しては、参照値との差が最小/最大である検出器位置での結果、提案手法に対しては 8 個の検出器のうち中性子源に近い検出器⑦を考慮する/しない場合の結果を示した。提案手法では、従来手法では補正を加えても差異が大きい検出器の結果を含めても、参照値と統計誤差の範囲で一致している。これは提案手法が一点炉近似を用いていないためであり、より検出器位置に対してロバストな測定の可能性が示された。提案手法の不確かさ評価や実際の実験への適用性の検討は今後の課題である。

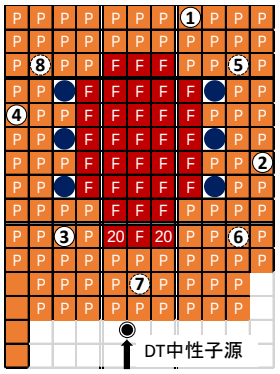


図 1 体系図

表 1 未臨界度推定結果

		未臨界度[$]	相対差異[%]
	参照値	2.3620	-
従来手法（補正有り）	検出器④	2.3797	0.75
	検出器⑦	2.7405	16.03
提案手法	すべて考慮	2.3793	0.74
	⑦のみ除外	2.3667	0.20

参考文献

[1] N. G. Sjöstrand, *Arkiv för Fysik*, **11**[13], pp. 233-246, (1956).

[2] T. Endo, A. Yamamoto, *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **107**, pp. 1208-1211, (2015).

*Ryota Katano[1], Kenji Nishihara[1], Kazufumi Tsujimoto[1] and Tomohiro Endo[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nagoya Univ.

燃料デブリ取出しへのファインマンα法の適用法の検討

Study on Application of Feynman-alpha Method to Fuel Debris Retrieval

*渡嘉敷 幹郎[1]
[1]原子燃料工業（株）

本発表では、ファインマン α 法を福島第一原子力発電所 1-3 号機の燃料デブリ取出しにおいて適用することを目的として検討した内容について示す。

キーワード：未臨界度測定、燃料デブリ

1. 緒言 燃料デブリ取出し作業における臨界管理の観点から、燃料デブリを対象とした未臨界度測定技術の検討が必要と考えられるが、組成等、対象体系の詳細な情報の把握が難しい燃料デブリに対し、適用できる未臨界度測定手法は限られている。ファインマン α 法は、左記の制約が比較的少ない有望な手法と考えられるが、未臨界度への換算の際、中性子スペクトル依存性の強い即発中性子寿命を必要とする事が課題と考えられる。本発表では当該課題の対応案として、飽和 Y 値 Y_∞ に基づく未臨界度推定法について示す。

2-1. 飽和 Y 値に基づく未臨界度推定 α と ρ の間に、β の影響を無視した以下の近似式が成り立つ。

$$\alpha \cdot \ell = -\rho/(1-\rho) \quad \cdots\cdots \text{式 1}$$

一方、Y 値はタイムゲート幅 Δt との間に以下の関係がある。

$$Y(\Delta t) = \varepsilon \cdot \frac{\overline{\nu(\nu-1)}}{\bar{\nu}^2} \cdot \left(\frac{1}{\ell \cdot \alpha} - 1\right)^2 \cdot \left(1 - \frac{1-e^{-\alpha \cdot \Delta t}}{\alpha \cdot \Delta t}\right) = Y_\infty \cdot \left(1 - \frac{1-e^{-\alpha \cdot \Delta t}}{\alpha \cdot \Delta t}\right) \quad \cdots\cdots \text{式 2}$$

Y_∞の式 3 の定義式に対し、式 1 を代入、即発中性子寿命ℓを消去することで式 4 を得る。

$$Y_\infty = \varepsilon \cdot \frac{\overline{\nu(\nu-1)}}{\bar{\nu}^2} \cdot \left(\frac{1}{\ell \cdot \alpha} - 1\right)^2 \quad \cdots\cdots \text{式 3}$$

$$\rho = -\sqrt{\left(\varepsilon \frac{\overline{\nu(\nu-1)}}{\bar{\nu}^2}\right) \Big/ Y_\infty} \quad \cdots\cdots \text{式 4}$$

式 4 に基づけば、未臨界度推定において即発中性子寿命ℓが不要となる。ただし、検出効率 ε は測定対象と検出器間の位置関係に影響を受けるため、実際の測定にあたってはデブリ表面と検出器間の距離等を把握した上で適用する必要があると考えられる。左記前提の上で、燃料デブリの測定状況を模した多数の炉雑音シミュレーションを予め実施し、計算固有値に基づく ρ と Y_∞の関係から相関式$\rho = f(Y_\infty)$を作成、実際の測定にあたっては左記相関式から ρ を算出することで未臨界度の推定を行うことを考える。

2-2. 炉雑音シミュレーション 燃料デブリを模した複数体系に対し、MCNP コードによる炉雑音シミュレーションを行い、相関式$\rho = f(Y_\infty)$の作成を試みた。シミュレーション体系として、多様な状況を網羅可能なよう、図 1 に示す複数体系の解析を実施した。また実効増倍率として 0.4 程度までの深い未臨界体系までを対象とした。

2-3. 評価結果 図 1 に示す解析体系の計算固有値に基づく ρ と Y_∞の関係から相関式$\rho = f(Y_\infty)$を作成した。当該相関式による推定 k と計算固有値の比較結果を図 2 に示す。両者は比較的良く一致することから、本手法に基づけば、深い未臨界度領域においても未臨界度の推定が可能と期待される。

3. 結論 燃料デブリを対象とした未臨界度測定法として、「計算固有値に基づく ρ と飽和 Y 値の相関式を事前に作成し、実際の測定にあたって当該相関式を用いて未臨界度を推定する方法」の成立可能性について検討した。結果、本手法によれば深い未臨界体系に対する測定可能性が期待される結果が得られた。なお、本研究は当社独自に実施したものであり、今後、当研究成果の活用を IRID に提案してゆく。

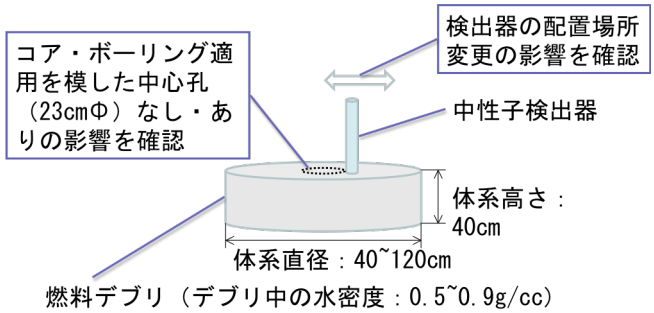


図 1 評価したシミュレーション体系

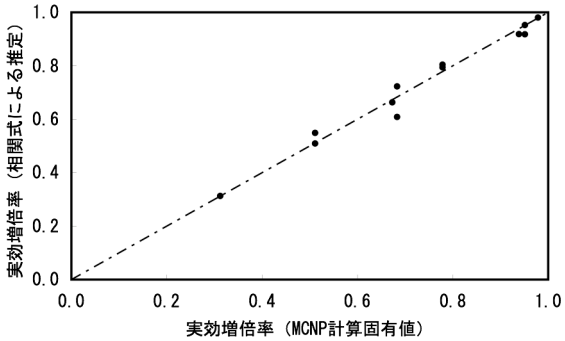


図 2 相関式$\rho = f(Y_\infty)$から求めた k と計算固有値

* Mikio Tokashiki[1]
[1] Nuclear Fuel Industries, Ltd.

一点炉動特性方程式に基づく未臨界状態における出力の漸近的挙動

Asymptotic behavior of power in subcritical state based on one-point kinetics equation

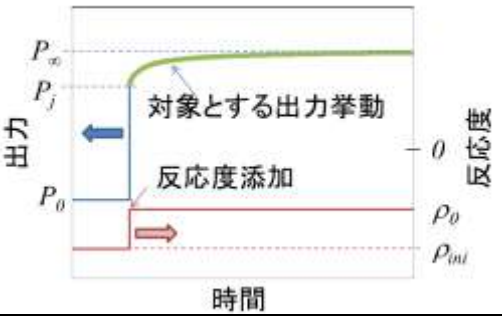
*山根　祐一
原子力機構

再処理施設における溶液の誤移送や原子炉及び臨界集合体での臨界近接、 福島第一原発での燃料デブリ取出しなど、未臨界状態の核燃料に反応度が添加される条件で、反応度添加終了後の全反応度と、出力の漸近的挙動とを関係づける方程式を一点炉動特性方程式に基づいて導出した。

キーワード：未臨界、反応度測定、一点炉動特性、即発中性子寿命、実効遅発中性子割合

1. 緒言 核燃料施設においては核燃料溶液の安全でない容器への流入、原子炉においては燃料の装荷や制御棒引き抜き、福島第一原発では燃料デブリ取出しや準備のための水張りなどを想定した場合、これまでに提案されている反応度評価手法[1][2]のうち、Feynnman-αなど炉雑音法や制御棒オシレータ法、パルス中性子法などでは、あらかじめ即発中性子寿命や実効遅発中性子割合を計算で求める必要がある。この計算では、核燃料内部の構造や形状を詳細に知るか想定する必要がある。即発中性子寿命などを必要としない制御棒落下法やソースジャーク法は、臨界状態を出発点とすること、中性子源を動かすことがそれぞれ必要であり、用途が限定される。内部構造や形状によらず未臨界度の広い範囲で成り立つような出力挙動と未臨界度の関係がわかれば、出力に比例する中性子検出器の計数率のみによる広範囲の条件で利用可能な反応度測定方法の開発に有益である。本研究においてあらたに導出した方程式は、中性子源項を含む一点炉動特性方程式に基づいているが、反応度添加率や中性子源強度の変化率が低いなどの一定の条件下で、即発中性子寿命や実効遅発中性子割合を含まない形となる（遅発中性子の比率はわかっているものとする）。出力挙動が、安定出力（図１の P_∞）などの項を含むこの方程式に従うことは、核燃料体系の内部構造や形状に依存しない、未臨界度と遅発中性子の比率のみで決まる出力挙動が存在することを意味する。この方程式はドル単位の反応度の関数である変数α_yにより特徴づけられるのでこれを数値計算との比較に用い、−100$程度から−1$程度の広い範囲においてこの方程式が有効であることを確認した。この成果は、核燃料施設や原子炉施設の安全性向上、核燃料物質を取り扱う際の臨界防止に役立つことが期待される。

2. 想定する条件 核燃料物質に反応度が加えられたあと、未臨界状態ρ_0（<0$）となっている状態を考える。未臨界体系において、反応度添加後の出力挙動は図１に示すような、一定値に漸近する形状となることが知られている。簡単のために反応度添加終了時から出力が安定するまでの出力の漸近挙動（図１の P_j から P_∞）について考えるが、出力が小さいことから、この期間における温度上昇などの反応度フィードバックもしくはその変化は無視できるものとする。自発核分裂もしくは起動用の中性子源等は考慮する。方程式や変数の詳細は当日報告する。



反応度 ρ_0（$）	反応度添加時間(s)	ρ_0 に相当するα_y値（−）	評価した α_y値（−）
−1.06	1000	−1.94	−1.94
−10.6	100	−1.09	−1.09
−99.0	0.01	−1.01	−0.99

図１：対象とする出力挙動及び動特性コードとの比較

3. 結論 一点炉動特性コード AGNES[3][4]により、図１内の表に示される条件で出力挙動の数値計算を行った。この計算ではρ_{ini}=−300$で出力が安定した状態に添加反応度を一定時間（定率）で与え、目的の反応度ρ_0に達したところでそれを維持し、出力が安定するまでの計算を行った。図１内の表にAGNESの入力としての添加後の反応度ρ_0、このρ_0から直接求めた（ρ_0に相当する）α_y値、新たに導出した方程式を用いて評価したα_y値を示す。表に示されるようにそれぞれのα_y値はほぼ一致している。

参考文献 [1] J.J.Duderstadt, L.J.Hamilton, “Nuclear Reactor Analysis”、[2]「原子力施設に対する未臨界度測定装置に関する技術開発」革新的実用原子力技術開発費補助事業平成１６年度成果報告書概要版
https://www.iae.or.jp/KOUBO/innovation/theme/pdf/h16-6-16.pdf、[3]JAERI-Data/Code 2002-004、[4]NEA No.6285

*Yuichi Yamane
Japan Atomic Energy Agency

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

[1F05-07] Subcriticality Evaluation and Monitoring 2

Chair: Rei Kimura (TOSHIBA)

Mon. Mar 27, 2017 11:10 AM - 12:00 PM Room F (16-206 Building No.16)

[1F05] Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

*Masayuki Tojo[1], Shoichi Tashiro[1,2], Sho Takano[1], Yoichiro Shimazu[2], Suguru Murakami[3] (1. GNF-J, 2. Univ. of Fukui, 3. Hokuriku Electric Power)

11:10 AM - 11:25 AM

[1F06] Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

*Shoichi Tashiro[1,2], Masayuki Tojo[1], Yoichiro Shimazu[2], Suguru Murakami[3] (1. GNF-J, 2. Univ. of Fukui, 3. Hokuriku Electric Power Company)

11:25 AM - 11:40 AM

[1F07] Critical Evaluation of the Flesh Fuel Storage in NSRR

*Yuiko Motome[1], Hiroyuki Murao[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発
（4）実機 SRNM 信号による未臨界監視手法の検証

Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of NPP

(4) Verification of subcritical monitoring method by actual SRNM signal

*東條 匡志[1]，田代 祥一[1,2]，島津 洋一郎[2]，村上 俊[3]

[1]GNF-J，[2]福井大学，[3]北陸電力

実機 BWR プラントで炉内燃料取出し時の SRNM 信号データを採取し，AETNA によりシミュレーションを行い，取り出し中の計数率や炉心特性パラメータの評価を行った。これらデータの分析より，未臨界監視手法の検証，及び，今後の課題を整理した。

キーワード：未臨界監視，SRNM，ABWR，燃料取出し

1. 諸言

BWR の停止時～起動時において，外部中性子源強度を評価できる 3 次元炉心シミュレータ AETNA01 による事前評価と炉内核計装（SRNM）からの信号を組み合わせて未臨界監視を行う技術を開発している。今回は，実機 ABWR で燃料取出し時に測定した時系列信号への適用を試みた。

2. 実機 ABWR における測定と未臨界監視手法の検証

燃料シャフリング中などの未臨界炉心の反応度を評価する方法として，事前に評価した検出器に対する実効中性子源強度と検出器応答を用いて静的に評価する方法がある。[1]

この方法は，静的な評価であるため，誤装荷を繰り返し反応度が計画値から徐々にずれる場合には効果が期待できるが，制御棒誤引抜などの想定外過渡事象に対し，実時間で精度よく反応度を把握するには反応度評価手法と組み合わせて評価する必要がある。今回，実機 ABWR で燃料取出し時に測定された SRNM 信号に，1 点炉逆動特性（IPK）法の適用を試みた。

炉内の左上 1/4 炉心の 3 つの SRNM（J/D/L）で燃料取出/装荷時の相対係数率（取出し開始時点を 1.0）の測定データを図 1 に示す。AETNA による事前評価では，この間の炉心実効増倍率に大きな変化はない。図 1 では SRNM-D/L は一定値を保っているが，J は燃料取出/装荷に伴う中性子源（ソース）変化の影響により計数率が変動している。これに対しそのまま IPK を適用すると，ソース変化の影響を受けた検出器のみ反応度変化があったと評価され，検出器毎で異なる評価結果となってしまう。（図 2）

これに対し，計画的な燃料 1 体の取出/装荷時には，経験的に 1 つの検出器（ABWR:炉内に検出器は 10 個存在）しか応答変化がないことから，このような場合はソース変化と仮定し，単一検出器のみ 0.5%以上の反応度変化がある場合は反応度を再調整する方法を適用した場合，妥当な結果が得られた。（図 3）

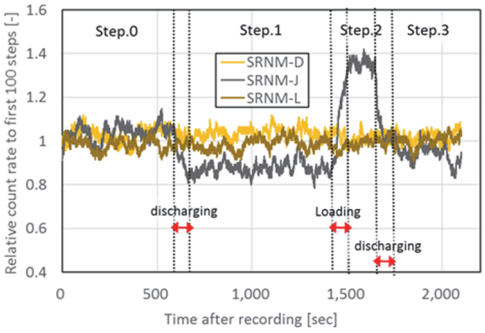


図 1　測定されたデジタル信号（相対値）

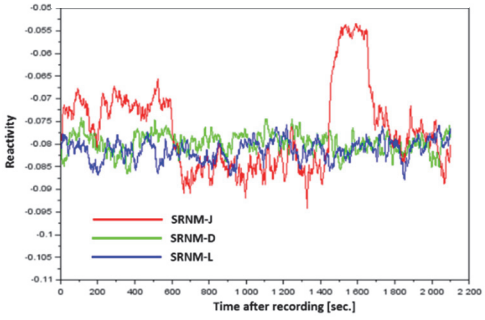


図 2　そのまま IPK 法を適用

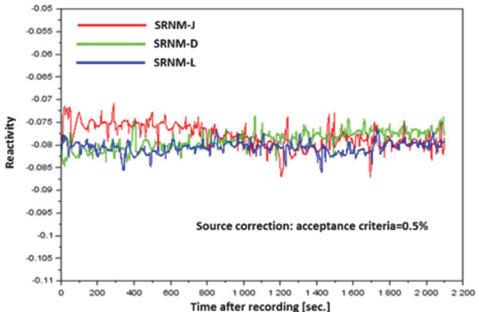


図 3　1 つの検出器のみ反応度変化時は調整

3. 結論

上記の方法は，単一検出器のみの反応度変化を意図的に無視する操作である。実炉で超臨界となった場合，一定時間経過後は全検出器がペリオドに基づき応答値が上昇する為，大きな懸念はないが，適用にあたり，個々の検出器の見かけの反応度と真の反応度への対応について引き続き検討を行う。

参考文献

[1] 東條他，日本原子力学会秋の大会，3L16，2016

本研究は，「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発」の成果である。

*Masayuki Tojo[1], Shoichi Tashiro[1,2], Yoichiro Shimazu[2] and Suguru Murakami[3]

[1]GNF-J, [2]Univ. of Fukui, [3]Hokuriku Electric Power Company

原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発
（5）局所反応度変化の補正方法の検討

Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of NPP

(5) Study on modification method of local reactivity change

*田代 祥一[1,2]，東條 匡志[1]，島津 洋一郎[2]，村上 俊[3]

[1]GNF-J，[2]福井大学，[3]北陸電力

SRNM 近傍の燃料取り出しでは、実際の炉心反応度への印加量に対して、当該 SRNM の計数率が大きく変化し、反応度の変化量を過大に評価してしまう場合がある。そこで、実機で採取した中性子検出信号を用いて、局所的な反応度変化の補正方法について検討した。

キーワード：未臨界監視，SRNM，中性子源強度

1. 緒言

反応度計モデルに基づく未臨界度評価では、中性子源強度を適切に設定する事が精度上重要である。BWR の燃料シャフリングでは、中性子源強度を 1 日 1 回程度補正することで、未臨界度を十分な精度で評価できる知見を得た[1]。ここでは、実機で採取した信号を元に当知見の確認を行った。

2. 実機データ

北陸電力志賀原子力発電所 2 号機にて、炉内燃料の全数取り出し作業（全 1372 ステップ）における中性子計装(SRNM)の時系列信号を部分的に採取した。図 1 に燃料取り出し作業（81～462 ステップ）の中性子計数率について、シミュレーションによる予測値と実測値（1 分間平均値）の比較を示すが、良く一致していることが分かる。

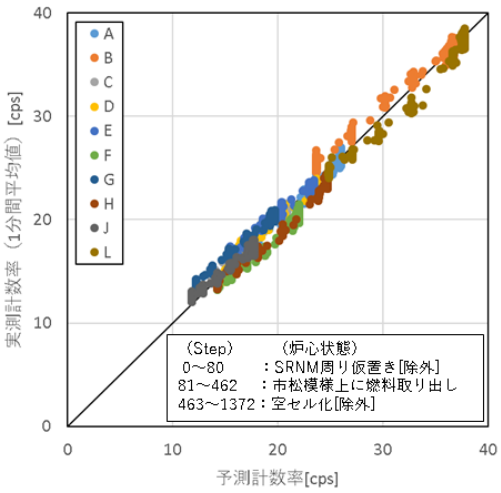


図 1 計数率の比較(予測-実測)

3. 反応度評価

図 2 に初期の反応度がシミュレーション結果と合うように、各検出器位置での中性子源強度を設定し、以後の中性子源強度を一定とした場合の反応度評価結果を示す。燃料の全数取り出しは局所的に進行したため、取り出し位置に近い検出器の反応度はシミュレーションによる評価値と差異が短時間で大きくなるため、全数取り出しにおいては、1 日に約 100 ステップ進行すると想定した場合、1 日 1 回程度の補正では十分な精度が確保できない可能性が示された。一方で、各ステップで中性子源強度を補正した結果が図 3 であり、それぞれの検出器の局所的な反応度の変化を緩和し、適切な反応度を評価することができた。

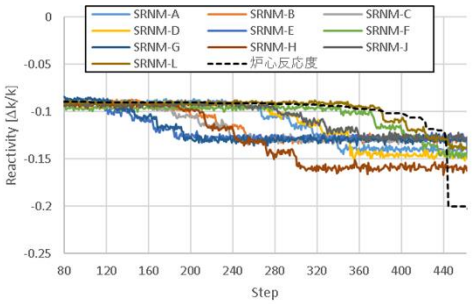


図 2 反応度評価結果（補正無し）

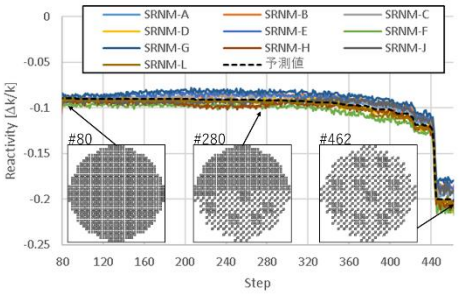


図 3 反応度評価結果（補正有り）

4. 結論

炉内燃料の全数取り出し時の実機信号を用いて静的な補正方法について検討を行い、補正の重要性を確認した。一方で、各ステップで補正をするのは操作手順が複雑化するため、炉内燃料の全数取り出しにも適用可能な合理的な補正方法について検討が必要である。さらに、検出信号値には揺らぎ成分が含まれているため、揺らぎ成分に関する補正方法についても今後検討を行う。

参考文献

[1] 東條他，日本原子力学会秋の大会，3L16，2016

本研究は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発」の成果である。

*Shoichi Tashiro[1,2], Masayuki Tojo[1], Yoichiro Shimazu[2] and Suguru Murakami[3]

[1]GNF-J, [2]Univ. of Fukui, [3]Hokuriku Electric Power Company

NSRR 燃料貯蔵庫の臨界評価

Critical Evaluation of the Flesh Fuel Storage in NSRR

*求　惟子[1]，村尾　裕之[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

NSRR（Nuclear Safety Research Reactor）では、反応度事故時の原子炉燃料の安全性を研究するため、燃料照射実験を行っている。東北地方太平洋沖地震の発生を受け、NSRR の核燃料物質使用施設が、設計要求を超える外的事象によって受ける影響について評価した。その一環として、実験で使用する未照射の試験燃料棒を貯蔵する燃料貯蔵庫に対して、地震及び津波の重畳を考慮した臨界評価を実施した。その結果、地震及び津波の重畳を考慮しても燃料貯蔵庫の臨界安全性は確保されることを確認した。

キーワード：NSRR，燃料貯蔵設備，臨界評価，モンテカルロ法

1. 緒言

東北地方太平洋沖地震の発生を受け、NSRR の核燃料物質等使用施設が、設計要求を超える外的事象によって受ける影響について評価した。その一環として、実験で使用する未照射の試験燃料棒を貯蔵する燃料貯蔵庫の臨界評価を実施した。本報では、地震及び津波の重畳を考慮した燃料貯蔵庫の臨界評価の結果を報告する。

2. 臨界解析

モンテカルロコード MVP[1]及び中性子断面積データライブラリ JENDL4.0 を使用し、体系の境界条件に周期境界条件を指定することで、無限体系として臨界解析を実施した。解析条件は、設計要求を超える地震により燃料貯蔵庫の貯蔵棚の形状が維持されないこと及び津波の到来により燃料貯蔵庫が浸水することである。図 1 に燃料保管箱に貯蔵されている試験燃料棒の濃縮度が 1.5wt%の場合の解析モデルを示す。試験燃料棒及び燃料保管箱以外はすべて水とした。

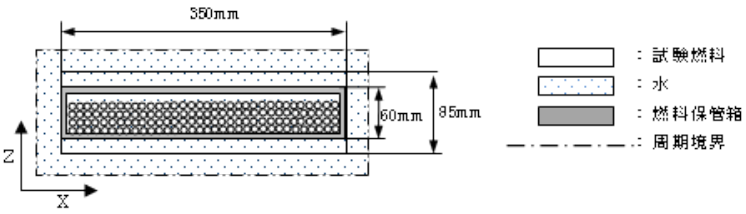


図 1　解析モデルの例（濃縮度 1.5wt%）

本解析では、燃料保管箱の間隔及び試験燃料棒の濃縮度の 2 つをパラメータとして評価した。燃料保管箱の形状は維持されるとして、X,Y,Z 方向の燃料保管箱の間隔を変化させた。また、UO_2 の試験燃料棒の形状を一定（φ10mm、長さ 300mm）として、濃縮度の制限値（20wt%）及び燃料保管箱ごとの U-235 量の制限値（0.5kg）を満足するよう濃縮度を変化させた。

3. 解析結果

燃料保管箱の間隔 0cm 及び濃縮度 1.5wt%近傍で無限増倍率は最大 0.83 であり、未臨界性は確保される（図 2）。したがって、地震及び津波の重畳を想定しても、燃料貯蔵庫が臨界となることはない。

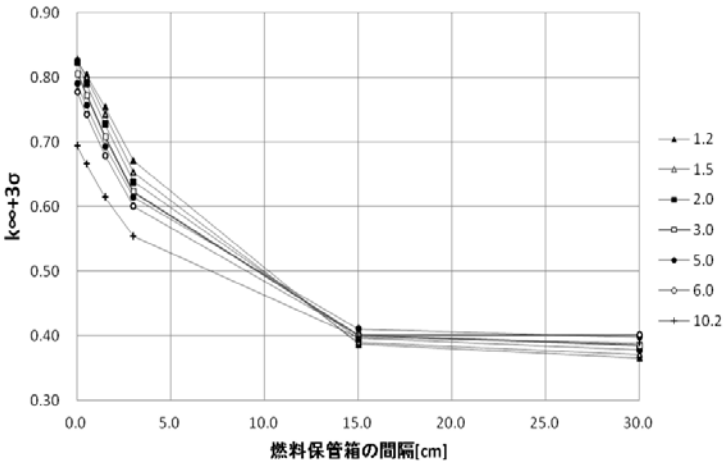


図 2　燃料保管箱の間隔及び濃縮度と無限増倍率の関係

参考文献

[1] Y. Nagaya, et al., JAERI 1348 (2005)

---

*YuikoMotome[1],　Hiroyuki Murao[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency(JAEA).

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

[1F08-11] Code Development and V&V 1

Chair: Motomu Suzuki (CRIEPI)

Mon. Mar 27, 2017 2:45 PM - 3:50 PM Room F (16-206 Building No.16)

[1F08] Development of Nuclear Data Processing System FRENDY

*Kenichi Tada[1], Yasunobu Nagaya[1], Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1F09] Small nuclear reactor for dispersed power systems

*Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Atsushi Goda[1] (1. Toshiba)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F10] Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Conmputer Code

Naoto Aizawa[1], Akihiro Arai[1], Toshimasa Takahashi[2], Takashi Nakui[2], *Fumito Kubo[2] (1. Tohoku University, 2. Tohoku Infomation Systems)

3:15 PM - 3:30 PM

[1F11] Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code

*Akihiro Arai[1], Ryohei Takasugi[1], Naoto Aizawa[1], Toshimasa Takahashi[2], Takashi Nakui[2], Fumito Kubo[2] (1. Tohoku Univ, 2. Tohoku information systems Co.,Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

国産核データ処理システム FRENDY の開発
(4) ACE ファイル作成機能の実装

Development of Nuclear Data Processing System FRENDY

(4) Implementation of the ACE file generator

*多田 健一[1], 長家 康展[1], 国枝 賢[1]

[1]原子力機構

原子力機構では、国産核データ処理システム FRENDY(FRom Evaluated Nuclear Data librarY to any application)の開発を進めている。本稿では、FRENDY の ACE ファイル作成機能の実装について報告する。

キーワード：FRENDY、NJOY、核データ処理、ACE、MCNP、ICSBEP、JENDL

1. 緒言

核データ処理は、評価済み核データと臨界計算コードを繋ぐ重要なプロセスである。原子力機構では 2013 年度より、国産核データ処理システム FRENDY の開発を進めている。本稿では、今年度新たに実装した MCNP 用の断面積ライブラリである ACE (A Compact ENDF) ファイル作成機能について報告する。

2. FRENDY と NJOY99 で処理した ACE ファイルを用いた積分実験ベンチマーク計算結果比較

ACE ファイルは JAEA が開発している粒子重イオン挙動解析コード PHITS や LANL で開発している連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP など、多くのモンテカルロ計算コードで採用されている断面積データファイルである。核データから核計算に必要な ACE ファイルの作成を行うためには、 (1) ポイントワイズ断面積の作成、(2) 確率テーブルの作成、(3) 熱中性子散乱データの処理、(4) ACE ファイルの作成の 4 つの処理を実施する必要がある。FRENDY では既に(1)～(3)の処理機能を実装しており[1-3]、今年度新たに実装した ACE ファイル作成機能とこれらの処理機能を組み合わせることで、FRENDY 単体で核データファイルから ACE ファイルまでの全ての処理が可能となった。

FRENDY で作成した ACE ファイルの妥当性検証のため、JENDL-4.0 を FRENDY および NJOY99 で処理した ACE ファイルを使用して積分実験のベンチマーク計算を実施し、実効増倍率を比較した。MCNP の入力として、ICSBEP に収められているサンプル入力を用いた。また、核データ処理時の線形化に対する許容誤差は FRENDY、NJOY99 共に 0.1%とした。なお、FRENDY の開発では、ドップラー拡がりの処理や確率テーブルの作成などにおける NJOY99 の処理上の問題点を発見・解決してきたが[1-3]、本計算では ACE ファイル作成機能の検証を主目的としているため、FRENDY でも NJOY99 と同じ処理手法を採用している。

表 1 に積分実験ベンチマーク計算結果を示す。表 1 に示すように、どの体系においても 0.05%以下の精度で NJOY99 の結果と一致することが分かった。このことから、FRENDY の ACE ファイル作成機能は妥当であると考えられる。

表1 MCNPによる積分ベンチマーク計算結果の比較

炉心名	ISCBEP ID	FRENDY		NJOY99		FRENDY / NJOY99
		k_{eff}	1σ	k_{eff}	1σ	
Godiva	HMF1-1	0.96352	0.014%	0.96338	0.013%	1.00015
Jezebel	PMF1-1	0.99904	0.007%	0.99887	0.007%	1.00017
TCA	LCT6-1	0.99884	0.013%	0.99845	0.014%	1.00039
RSTM	MCT12-1	0.91526	0.018%	0.91545	0.019%	0.99979
SB	UCT1-1	1.00315	0.015%	1.00329	0.015%	0.99986
STACY	LST4-1	0.99968	0.015%	0.99969	0.015%	0.99999
P-11	PST10-9-1	1.01915	0.017%	1.01901	0.017%	1.00014
ORCEF	UST12-1	0.99496	0.014%	0.99514	0.014%	0.99982

3. 結論

FRENDY の ACE ファイル作成機能の妥当性を確認するため、MCNP を用いた積分実験解析結果を比較した。その結果、NJOY とほぼ同等の結果が得られることを確認した。

参考文献

[1] 多田、原子力学会 2014 春の年会 O22、[2] 多田、日本原子力学会 2015 春の年会 J08、[3] 多田、日本原子力学会 2016 春の年会 2O01

*Kenichi Tada[1], Yasunobu Nagaya[1], Satoshi Kunieda[1] JAEA

小型分散電源用原子炉システムの開発
4)：小型原子炉の動特性解析システムの開発

Small nuclear reactor for dispersed power systems

4)：development of the kinetic analysis system for small reactor

*木村 礼[1]，和田 怜志[1]，合田 篤[1]

[1]東芝

月面・火星探査などで利用可能な小型原子炉をターゲットとした，新たな分散電源用システムのコンセプト開発を行っている．本原子炉システムは運転員による操作を想定しないため，原子炉自律起動と定常運転への移行の可否をシステム動特性解析で評価する必要がある．そこで CFD コードに一点炉動特性方程式及び 1D モデル化したシステム挙動モデルを組込んだ動特性解析システムを構築した. 本発表では解析システムの概要と試計算結果について発表する．

キーワード：小型炉，宇宙炉，システム設計，熱電発電，自律制御，核熱連成，臨界安全，原子炉動特性

1. 緒言

International Space Exploration Coordination Group (ISECG) [1]では，月面や火星において国際宇宙探査を行うにあたって電源として小型原子炉が提案されている。本研究では ISECG の要求を満たす炉心技術としてヒートパイプ冷却炉心の炉心最高温度抑制手法や熱拡散と中性子増倍を同時に成立させる手法の開発などを行ってきた[2]. また，月面・火星用などの原子炉システムは無人で運転する事を想定しているため，自律的に原子炉の起動を行う事が求められる．この自律起動の評価は核的な挙動とシステム挙動を同時に解析する必要がある．そこで本研究では小型原子炉の動特性解析システムの構築を行った.

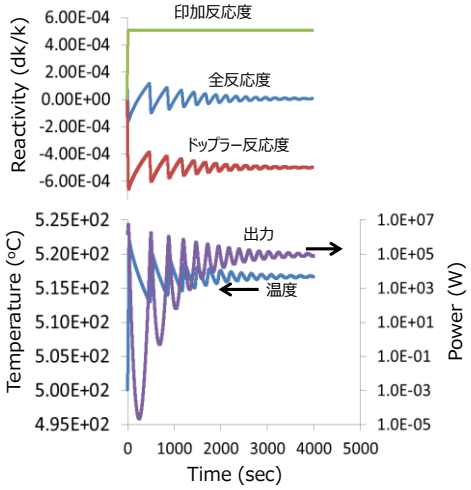


図 1：試計算結果

2. 小型原子炉の動特性解析システムの概要

本解析システムは，ANSYS 社の CFD コードである”ANSYS-FLUENT”の User Define Function(UDF)機能を用いて構築した．一点炉動特性方程式及びヒートパイプや熱電素子，放熱パネルを含めたシステム挙動の各モデルを FLUENT へ組込み，炉心の動特性解析を可能にした．図 1 に本システムを用いた簡易的なヒートパイプ冷却炉心の解析結果例を示す．時間経過に伴い出力・温度・反応度が収束していくことがわかり，加えてヒートパイプ冷却特有と思われる温度上昇と下降の非対称性が表れている．本システムでは反応度フィードバックモデルやシステム挙動モデルを容易に変更可能であり，様々な体系に対応出来る．

3. 結論

“ANSYS-FLUENT” の UDF 機能を用いて小型原子炉の動特性解析システムを構築した．今後は各モデルに解析・実験等で得られた結果を反映させ，詳細炉心の動特性解析を進める．

参考文献

[1] “ISECG Global Exploration Roadmap”, http://www.globalspaceexploration.org, 20 August, 2013

[2] 木村ら “小型分散電源用原子炉システムの開発 1）～3）“ 日本原子力学会 2016 年秋の大会 3I08~3I10

*Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1] and Atsushi Goda[1]

[1]Toshiba Corporation

本資料に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

公開コードによる BWR 炉心計算コードシステムの開発
（13）MOX 燃料装荷炉心体系による検証

Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code
(13)Validation by the analysis of MOX loaded core model

相澤直人[1]，新井陽大[1]，高橋利昌[2]，名久井敬[2]，*久保史[2]
[1]東北大学，[2]東北インフォメーション・システムズ株式会社

炉心計算コードシステムの検証を目的として，MOX 装荷炉心体系を対象とした解析を行った。

キーワード：BWR，軽水炉，炉心計算

1. 緒言

これまでの研究から統合炉心設計コードシステム HANCS（HIDEC-ALLIS-NORMA Core Design System）が開発され，商用炉心設計システムとの比較が行われてきた[1]．さらに HANCS は何度も改良がされており，現時点ではモンテカルロ法を用いた核計算や核定数を 4 群まで生成することが可能となった.今回は MOX 燃料装荷炉心に対する HANCS の適用性の検証を行った.

2. 解析概要

検証に用いる MOX 燃料装荷炉心は文献[2]を参考に UOX 燃料集合体 20 体,MOX 燃料集合体 8 体の BWR 模擬炉心とする(図 1). 模擬炉心に使用する燃焼集合体については文献[3]を参考に,9×9UO2 燃料集合体,MOX10×10 燃焼集合体(図 2)とする．実効増倍率と出力分布について，HANCS の拡散計算機能ならびに輸送計算機能の解析結果と参照解としての MVP2.0 の解析結果の比較を行った。評価基準は事業者と同様の基準[4]を用いた.

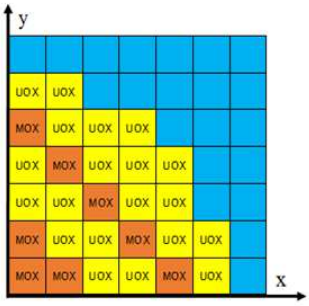


図 1　1/3MOX 装荷 BWR 模擬炉心

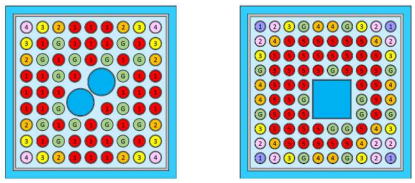


図 2 10×10BMOX 燃料集合体及び 9×9UO2 燃料集合体

3. 結果

実効増倍率は拡散計算,輸送計算共に良い一致を示した. 4 群計算について，拡散計算では計算の収束性が悪くなり計算を行えなかったが，輸送計算では計算精度の向上が確認された. 軸方向および径方向相対出力分布についてはいずれも評価基準値を満たし，また，4 群の輸送計算では計算精度向上が確認された．また，相対中性子束分布を観察すると MOX 燃料集合体が装荷されているノード 2 と 5 では高速中性子が多くなっており MOX 燃料によるスペクトルの硬化を模擬できていた. 以上より実効増倍率と相対出力の全てにおいて評価基準値を満たし,HANCS によるモンテカルロ法と多群化を用いた計算の MOX 燃料装荷炉心への適用性が示された.

参考文献

[1] 服部泰大，"モンテカルロ法および多群計算手法を用いた沸騰水型原子炉の炉心設計に関する研究"，平成 25 年度東北大学修士学位論文(2013)
[2] "発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について", 原子力安全委員会原子炉安全基準専門部会(1995)
[3] "軽水炉次世代燃料の炉物理に関するベンチマーク問題の提案及び解析結果",炉物理研究委員会(2001)
[4] "CASMO-4/SIMULATE-3 コードシステムの PWR 取替炉心設計への適用性の評価について"，独立行政法人原子力安全基盤機構(2005)

Naoto Aizawa[1], Akihiro Arai[1], Toshimasa Takahashi[2], Takashi Nakui[2],and *Fumito Kubo[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Tohoku information systems Co.,Inc.

公開コードによる BWR 炉心計算コードシステムの開発
（14）MOX 燃料を使用した臨界実験による検証

Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code

(14)Validation by the critical experiment with MOX fuel

*新井　陽大[1]，高杉 両平[1]，相澤　直人[1]，高橋　利昌[2]，名久井　敬[2]，久保　史[2]

[1]東北大学，[2]東北インフォメーション・システムズ株式会社

MOX を使った臨界実験の解析により，BWR 炉心計算コードシステムの検証を行なった。

キーワード：コード開発，軽水炉，臨界実験

1. 緒言

これまでの研究から統合炉心設計コードシステム HANCS（HIDEC-ALLIS-NORMA Core Design System）が開発され，商用炉心設計システムとの比較が行われてきた[1]．さらに HANCS は何度も改良がされており，モンテカルロ法を用いた核計算や核定数を 4 群まで生成することが可能となった.今回は改良された HANCS を MOX 燃料集合体が使用された臨界実験の解析により検証を行う．

2. 解析概要

今回の検証には KRITZ の低濃縮度ウランおよび MOX 燃料使用した臨界実験を選定した[2,3,4]．ここでは幾何形状や組成を単純化したベンチマークモデルを使用し,HIDEC-ALLIS では燃料,下部プラグ,ステンレスシリンダー,軽水反射体（厚,薄）毎に核定数化を行った.核データライブラリは JENDL-3.3 と JENDL-4.0,エネルギー群雛は 2 群と 4 群のそれぞれを拡散計算と輸送計算をし,得られた実効増倍率と相対核分裂率を比較した.

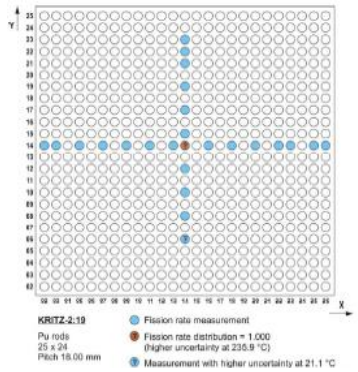


図 1　KRITZ 実験体系の概念図

3. 結果

実効増倍率は,2 群計算では UOX 燃料に対しては概ね一致するが、MOX 燃料では過大評価する傾向が見られた．相対核分裂率分布は,炉心中心部ではよい一致を示すが,炉心外縁部では過小評価する傾向があった.4 群計算の場合,実効増倍率は MOX 燃料では過小評価となり,相対核分裂率はおおむね 2 群計算よりも精度が上がったが過小評価が悪化した点も見られた.輸送計算は拡散計算よりも実効増倍率を過大評価する傾向が見られた.今後は計算結果の原因究明を行い,大型炉心や,制御棒が存在する場合などの検証を行う.

参考文献

[1] 公開コードによる BWR 炉心計算コードシステムの開発 (10)モンテカルロ法計算機能の開発(2014 年春の年会)

[2] KRITZ-2:19 EXPERIMENT ON REGULAR H2O/FUEL PIN LATTICESWITH MIXED OXIDE FUEL AT TEMPERATURES 21.1 AND 235.9 °C (2006)

[3] KRITZ-2:1 EXPERIMENT ON REGULAR H2O/FUEL PIN LATTICES WITH LOW ENRICHED URANIUM FUEL AT TEMPERATURES 248.5 °C (2006)

[4] KRITZ-2:13 EXPERIMENT ON REGULAR H2O/FUEL PIN LATTICES WITH LOW ENRICHED URANIUM FUEL AT TEMPERATURES 243 °C(2006)

---

* Akihiro Arai[1], Ryohei Takasugi[1] , Naoto Aizawa[1], Toshimasa Takahashi[2], Takashi Nakui[2],and Fumito Kubo[2]

[1]Tohoku Univ., [2] Tohoku information systems Co.,Inc.

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

[1F12-14] Code Development and V&V 2

Chair: Satoshi Takeda (Osaka Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 3:50 PM - 4:40 PM Room F (16-206 Building No.16)

[1F12] Verification of burnup calculation in reactor physics analysis code system CBZ

*Shintaro Okumura[1], Go Chiba[2], Tadashi Narabayashi[2] （1. Hokkaido Univercity Facility of Engeering, 2. Hokkaido Univercity Engineering Research Institute）

3:50 PM - 4:05 PM

[1F13] Investigation on Resonance Scattering Treatment in AEGIS Code

*Kotaro Sato[1], Masato Tabuchi[1], Masahiro Tatsumi[1], Yasunori Ohoka[2] （1. Nuclear Engineering Ltd, 2. Nuclear Fuel Industries）

4:05 PM - 4:20 PM

[1F14] Study on the SRNM count rate prediction method for the BWR core after long-term outage

Kenichi HARADA[1], Satoru ISHII[2], *Hideto Yamauchi[2] （1. CHUBU Electric Power, 2. ChudenCTI）

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

CBZ コードシステムの燃焼計算機能の検証

Verification of burnup calculation in reactor physics analysis code system CBZ

*奥村　晋太朗[1]，千葉　豪[2]，奈良林　直[2]

[1]北海道大学工学院，[2]北海道大学工学研究院

当研究室では、汎用炉物理解析コードシステム CBZ[1]を開発している。本研究では、CBZ の燃焼計算機能の検証を行った。参照解は、MVP-BURN[2]で得た。

キーワード：妥当性検証、燃焼計算、CBZ

1. 背景

CBZ は燃焼計算や燃焼感度解析を含めた汎用的な炉物理解析を行うコードである。最近、CBZ での集合体体系の計算機能を追加したので、CBZ の燃焼計算機能の検証を行う事とした。

2. 計算体系

計算体系は実機 PWR を参考としたピンセル、3×3 マルチセル、集合体体系とした。

3. 燃焼計算

CBZ における燃焼計算では、Predictor Corrector 法（PC 法）に変更を加えた計算法を使用した。これを Weighted Predictor Corrector 法（WPC 法）とした。一般的な PC 法で用いられる核種数密度の値は Predictor 計算と Corrector 計算の平均値を用いる。それに対し WPC 法は核種数密度の値として Corrector 計算値に重みを付けて平均値より Corrector 計算値に近い値を用いる。可燃性毒物として含まれる Gd の燃焼後核種数密度の真値は、平均値と Corrector 計算値の間にあるため WPC 法は PC 法と比べてより精度の高い計算が期待できる。また、核種数密度の平均の取り方は、相加平均を用いる場合と対数平均（反応率の平均に相当）を用いる場合があるが、本手法では、より高い精度の計算が期待でき、さらに大きな重みを使うことを避けるため、数密度の対数平均を用いた。次式に WPC 法で扱う核種数密度を示す（N_{n+1}：次ステップの核種数密度、N^{p}_{n+1}：Predictor 計算で得た核種数密度、N^{c}_{n+1}：Corrector 計算で得た核種数密度、ω：重み）。

$$\ln(N_{n+1}) = \frac{\ln(N^{p}_{n+1}) + \omega \ln(N^{c}_{n+1})}{1+\omega}$$

上式において、$\omega = 1$とすると PC 法になる。網羅的な計算による検討の結果、最も高い精度が期待できる$\omega = 1.2$とした。

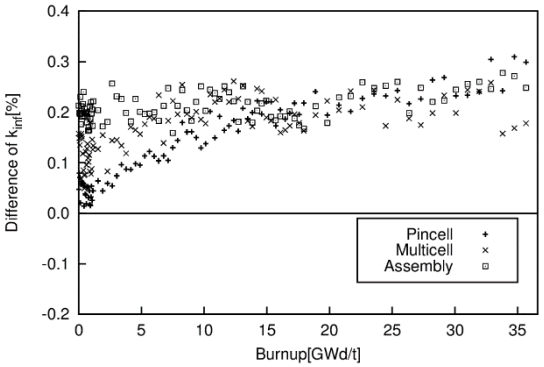


図 1 燃焼に伴うk_{inf}の差異

4. 計算結果・結論

図 1 に MVP-BURN に対する CBZ のk_{inf}の差異の計算結果を示す。それぞれの体系で CBZ の燃焼計算は+0.3%程度の系統誤差を伴うことが分かった。図 2 に最も大きな誤差が見られた Cm-245 の核種数密度の比較の結果を示す。横軸は各燃焼領域の最終燃焼度を示している。核種数密度は燃焼を通して、Cm-245、Cm-246 において 10%程度、Eu-154 において 6%、他のアクチノイド核種において 4%以内の誤差に留まった。また、体系特有の誤差は見られなかった。

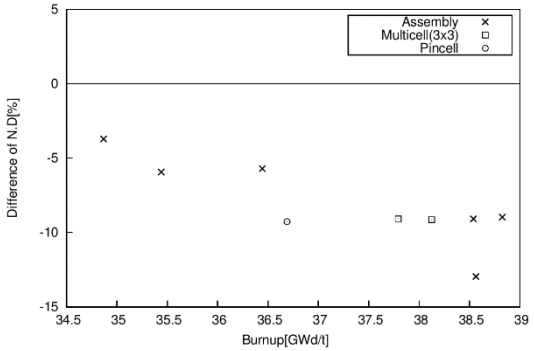


図 2 各燃焼領域における Cm-245 核種数密度の差異

参考文献　[1]Chiba G, et al, Ann. Nucl. Energy 96 277–286, (2016). [2]Okumura K, et al, J. Nucl. Sci. Technol., 37 128 (2000).

*Shintaro OKUMURA[1], Go CHIBA[2] and Tadashi NARABAYASHI[2]

[1]Hokkaido Univ. Graduate school of Engineering, [2]Hokkaido Univ. Facility of Engineering

非均質輸送計算コード AEGIS における共鳴散乱の取り扱いに関する検討

Investigation on Resonance Scattering Treatment in AEGIS Code

*佐藤 紘太郎 [1]，田渕 将人 [1]，巽 雅洋 [1]，大岡 靖典 [2]

[1]NEL，[2]原燃工

本研究では、非均質輸送計算コード AEGIS における共鳴計算手法の高度化として、散乱カーネルを用いて共鳴散乱を取り扱う手法を検討した。妥当性確認を実施し、良好な一致を確認した。また、共鳴散乱を取り扱うエネルギー範囲の適正化により、実用的な計算時間で同手法が適用可能であることを確認した。

キーワード：AEGIS,ドップラー,共鳴散乱

1. 緒言

ドップラー係数を精度良く評価するためには、熱～熱外領域における重核種の熱振動による上方散乱を考慮した共鳴散乱の取り扱いが必要である。過去の研究[1]において、共鳴散乱を取り扱ったモンテカルロ計算により算出した実効共鳴積分の補正テーブルを使用する手法が提案されている。しかしながら、補正テーブルを用いる場合、適用範囲は限定的である。そこで、本研究では精度向上や適用範囲の拡大のため、超多群計算において散乱カーネルを用いて共鳴散乱を取り扱う手法を採用した。本稿では採用した手法の概要及び実装した AEGIS コードを用いた妥当性確認結果を示す。

2. 共鳴散乱の取り扱い手法

超多群計算において、重核種の熱振動による上方散乱を考慮した共鳴散乱を取り扱うと、散乱カーネルを用いたエネルギーの反復が必要となり、大幅な計算時間の増加が懸念される。しかしながら、計算時間の増加は共鳴散乱を取り扱う核種及びエネルギーに大きく依存するため、これらを最適化すると計算時間の増加を低減できる。過去の研究によると、ドップラー係数に大きな影響を与える共鳴核種は U-238 であり、エネルギー範囲についても熱～熱外領域における 5 つの共鳴エネルギー付近であることが報告[2]されている。そこで、本研究では表 1 に示す U-238 のエネルギー範囲で共鳴散乱を取り扱った。

表 1 共鳴散乱を取り扱う U-238 のエネルギー範囲

グループ	エネルギー範囲(eV)
1	101.3～130.1
2	61.38～78.95
3	29.02～37.27
4	17.59～22.61
5	6.48～8.33

3. 妥当性確認

共鳴積分の温度依存性に関する妥当性確認に広く用いられている Hellstrand らの実験式[3]との比較による妥当性確認を実施した。共鳴散乱を考慮した AEGIS の実効共鳴積分の計算値と、Hellstrand らの実験式の比較結果を図 1 に示す。なお、比較する際の S/M（燃料表面積/燃料質量）は PWR 実用炉燃料仕様を包括するよう 0.5cm^2/g 及び 0.33cm^2/g とした。共鳴散乱を考慮した AEGIS の計算値は、いずれの S/M に対しても測定誤差の範囲内（図の黒点線の範囲内）であり、実験式の評価値と良好な一致を示している。以上のことから、AEGIS における共鳴散乱の取り扱いの妥当性を確認した。また、ウラン濃縮度 4.8wt%の PWR 用 17x17 燃料集合体計算において、本手法適用による超多群計算の計算時間の増加を調査したところ約 30%であり、実用的な計算時間で同手法が適用可能であることを確認した。

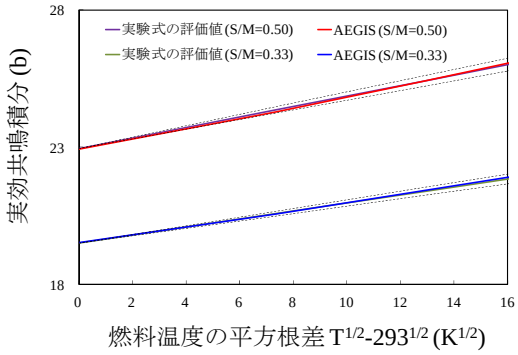


図 1 実効共鳴積分の温度依存性の実験式と計算値の比較

参考文献

[1] Deokjung Lee, Kord Smith, Joel Rhodes “The impact of ^{238}U resonance elastic scattering approximations on thermal reactor Doppler reactivity” Annals of Nuclear Energy 36 (2009) 274–280

[2] M.Ono, K.Wada, T.Kitada “Simplified Treatment of Exact Resonance Elastic Scattering Model in Deterministic Slowing Down Equation”, PHYSOR2012

[3] E. Hellstrand, P. Blomberg and S. Horner “The Temperature Coefficient of the Resonance Integral for Uranium Metal and Oxide” Nucl. Sci. Engin., 8, p497-506 (1960).

*Kotaro Sato[1], Masato Tabuchi[1], Masahiro Tatsumi[1],and Yasunori Ohoka [2]

[1].Nuclear Engineering, Ltd., [2].Nuclear Fuel Industries, Ltd.

長期停止後の BWR 炉心における SRNM 計数率予測手法の検討

Study on the SRNM count rate prediction method for the BWR core after long-term outage

原田 健一[1]，石井 覚[2]，*山内 英人[2]

[1] 中部電力，[2] 中電 CTI

プラント長期停止に伴う継続使用燃料中の核種壊変による中性子源強度の低下を考慮して、炉心内の燃料配置に応じた SRNM 計数率を予測する手法を構築した。当該手法の妥当性を、過去の SRNM 計数率実績の再現計算により検証した。

キーワード：プラント長期停止、中性子源、BWR、SRNM

1. 緒言

燃料交換時の未臨界状態と原子炉起動時の臨界状態を監視するために、BWR では SRNM（または SRM）を使用している。その計数率と S/N 比については、SRNM の健全性を担保するために必要となる最小値を運転上の制限事項としている。通常の停止中の取替炉心では、継続使用燃料中の Cm-242 と Cm-244 が主要な中性子源となるが、プラントが長期間停止するとこれらの核種が崩壊して中性子源強度が低下するため、SRNM 計数率が制限値を下回るケースが想定され得る。その場合、中性子源となる Cm が燃焼に伴って蓄積することから、燃焼度の高い燃料を SRNM 周りに配置して計数率を増加させる対策が考えられる。このような燃料配置による SRNM 計数率への影響を定量化し、予測するための手法を構築した。

2. 予測手法

単位燃料集合体メッシュの 3 次元全炉心体系で、定常状態の固定源中性子拡散計算を MOSRA-Light コード[1]で実施し、中性子束分布計算結果に基づいて SRNM 位置の中性子束を評価する。ここで使用する中性子源強度は ORIGEN2 コードで作成する。他の核定数等は実機の炉心管理用にプラントの長期停止効果を加味する機能を追加した集合体計算コード[2]で作成したデータを流用する。

SRNM 位置の中性子束から計数率への換算には、過去の SRNM 計数率実績の再現計算により評価した換算係数とその変動範囲を考慮して、予測用の換算係数を設定・使用する。

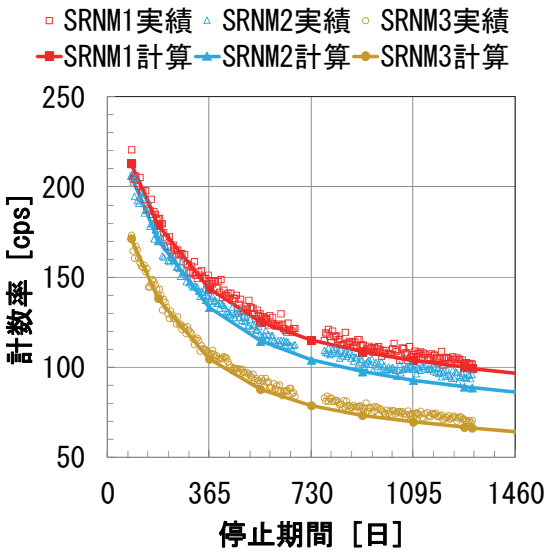


図1 SRNM計数率実績の減衰傾向の再現計算結果

3. 検証結果

燃料装荷完了後、長期間待機状態にあった実機の SRNM 計数率実績の減衰傾向について再現計算を実施した（図 1 参照）。また、燃料交換時における仮置き燃料の取出／装荷前後の SRNM 計数率実績の変化量について再現計算を実施した。当該手法は、これらの実績傾向を再現し、SRNM 位置の中性子束を妥当な精度で評価できることが確認できた。

一方、最近の燃料装荷後／取出前の SRNM 計数率実績の再現計算を実施して評価した中性子束から計数率への換算係数は大きくばらつく結果となった。その原因としては、S/N 比の制限値を満足させるためのノイズカット調整の運用幅等が考えられる。

参考文献

[1] 奥村, JAERI-Data/Code98-025, 1998.

[2] 原田他，日本原子力学会 2015 年春の年会, J18.

Kenichi HARADA[1], Satoru ISHII[2] and *Hideto YAMAUCHI[2]

[1]CHUBU Electric Power Co.,Inc., [2]ChudenCTI Co.,Ltd.

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

[1F15-19] Core Neutronics Evaluation

Chair: Kenichi Tada (JAEA)

Mon. Mar 27, 2017 4:40 PM - 6:00 PM Room F (16-206 Building No.16)

[1F15] Criticality analysis for initial core of pebble bed reactor with accumulative fuel loading scheme

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

4:40 PM - 4:55 PM

[1F16] study on effect of neutron spectrum on burnup characteristics in HTGR fuel

*Keisuke Morita[1], Nozomu Fujimoto[1] (1. Kyushu Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

[1F17] Study on Impact of Loading Thorium Fuel on PWR Core-characteristics

*Kazumasa Kobayashi[1], Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1], Cheuk Wah Lau[2] (1. Graduate School of Engineering, Osaka University, 2. Thor Energy)

5:10 PM - 5:25 PM

[1F18] An Investigation of the Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Burnup Nuclear Characteristics of Next-Generation Fast Reactors

*Kazuo Takino[1], Kazuteru Sugino[1], Kenji Yokoyama[1], Tomoyuki Jin[2], Shigeo Ohki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NESI Inc.)

5:25 PM - 5:40 PM

[1F19] Coupled analysis of neutronics and thermal-hydraulics for ADS with RELAP5

*Koichi Yoshimura[1], Van Rooijen[1] (1. UNIVERSITY OF FUKUI)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

蓄積型ペブルベッド高温ガス炉における初期炉心燃料装荷方法による臨界性評価

Criticality analysis for initial core of pebble bed reactor with accumulative fuel loading scheme

*西山 潤[1]

[1]東京工業大学 科学技術創成研究院　先導原子力研究所

蓄積型ペブルベッド型高温ガス炉における燃料装荷管理と安全評価の基礎研究のために、燃料装荷方法による球状燃料要素の炉内配置を離散要素法(DEM)による数値シミュレーションで明らかにするとともに、モンテカルロ法による炉心臨界計算による評価を行った。

キーワード： ペブルベッド高温ガス炉、離散要素法、モンテカルロ計算、臨界計算

1. 緒言

蓄積型ペブルベット高温ガス炉は、球状の燃料要素を逐次炉心に追加して臨界を保つことで長期運転のための余剰反応度を持たず、さらに通常のペブルベッド型炉が持つ炉心下部の燃料取り出し機構を持たないことで、非常に単純な構造を持つ原子炉システムである。プリズマティック型高温ガス炉と異なり、燃料要素である球状燃料は決まった位置に設置されず、また通常のペブルベッド型炉のように常に燃料球が炉心内を移動していくわけではないため、配置が燃料装荷方法に強く依存する。特に新燃料が炉心上部に投入されるため炉心上部の燃料が炉心特性に影響を及ぼすと考えられる。蓄積型ペブルベッド型高温ガス炉における燃料装荷管理と安全評価のために、球状燃料の初期装荷時の挙動と配置を離散要素法(DEM)による数値シミュレーションで明らかにするとともに、モンテカルロ法による炉心臨界計算で臨界性に与える影響の評価を行った。

2. 初期装荷時の挙動と配置と計算方法

参照炉心として Simanullang らの設計[1]を採用した。直径 3 m の炉内に直径 6 cm の燃料球を装荷する場合の燃料要素挙動を物理演算エンジン Bullet physics engine[2]を用いた離散要素法(Discrete Element Method: DEM)による数値シミュレーションを行った。計算では燃料球を剛体として扱い、反発係数、摩擦係数を設定し、重力を含め個々の燃料球に加わる力を時間ステップ毎に計算し位置と速度を決定する。本研究では冷却材である He の影響は無視した単純なモデルにおける解析を行った。初期炉心実効増倍率の計算は連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP-2.0 を使用した。

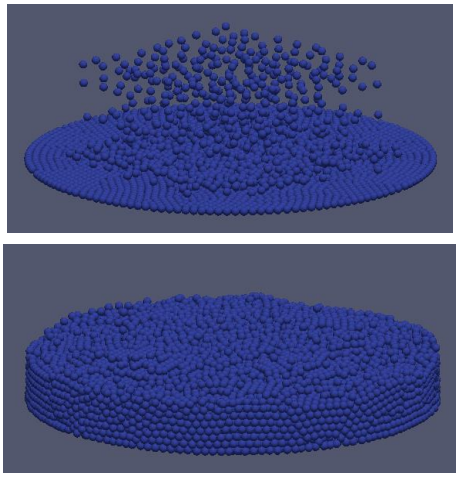


Fig. 1 Calculation results of initial fuel loading

3. 結果

図 1 に燃料球 100 個を 200 回に分けて合計 20,000 個の装荷した際の計算例を示す。まず底面に燃料球が敷き詰められ順次上の層に積み重なっていくことが確かめられた。図 2 に高さ方向の体積割合を示す。底面近傍では球の細密充填である六方細密充填となるが、層が重なるごとに充填率が下がっていくことがわかる。これは細密充填からずれているためであり、ランダム充填で圧縮した場合は解析的に 63.4%が上限となることが予想されている[3]。

Simanullang らの初期炉心(炉心高さ 260 cm, 燃料球体積割合 61%, 燃料球数 98882 個)について、燃料球数を保存して充填率を細密の 74%とした場合、実効増倍率が 1.5%増加する結果となった。

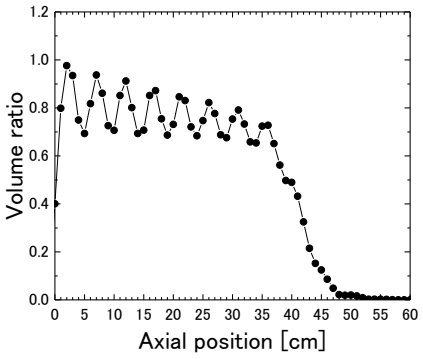


Fig. 2 Volume fraction of pebble ball

参考文献

[1] I.L. Simanullang, T. Obara, “Improvement of core design of small pebble bed reactor with accumulative fuel loading scheme,” *Ann. Nucl. Energy* **94**, 87-92 (2016).
[2] E. Coumans, “Bullet physics engine.” Open Source Software: http://bulletphysics.org (2010)
[3] C. Song, P. Wang, A. Makse, “A phase diagram for jammed matter,” *Nature* **453**, 629-632 (2008).

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

高温ガス炉での核種生成・消滅挙動の中性子スペクトルの影響評価

Study on effect of neutron spectrum on burnup characteristics in HTGR fuel

*守田 圭介[1]，藤本 望[1]

[1]九州大学

高温ガス炉燃料の核種生成・崩壊挙動への影響評価の一つとして、中性子スペクトルの影響を確認するために、高温ガス炉用 ORIGEN ライブラリを作成し解析を行った。その結果、Pu 等の生成量に対する中性子スペクトルの影響が大きいことが明らかになった。

キーワード：高温ガス炉、ORIGEN、核種生成・消滅挙動、中性子スペクトル

1. 緒言

燃料の燃焼解析には ORIGEN[1]が広く用いられており、炉型ごとにライブラリが整備されている。しかしながら、高温ガス炉用のライブラリはほとんど整備されていない。従来は軽水炉のライブラリで代用して解析が行われたが、高温ガス炉は黒鉛減速体系であることや炉内が高温であることなどから、軽水炉とは中性子スペクトルが異なり、燃焼挙動も異なると考えられる。そこで、高温ガス炉用のライブラリとして、2 種類のライブラリを作成して解析を行い、MVP-BURN[2]による全炉心計算の結果と比較することで、中性子スペクトルの影響の評価を行った。

2. 検討方法

JAEA の HTTR（High Temperature Engineering Test Reactor）を対象として解析を行った。JAEA で作成した ORIGEN 用ライブラリ作成ツール[3]により、JENDL-4 を用いて高温ガス炉用ライブラリを作成した。ライブラリ作成のためのスペクトル計算は MVP-BURN によるピンセルモデルを用いた。この際、燃料棒の実際のピッチである実ピッチセルと燃料ブロックの黒鉛量を保存した等価ピッチセルの 2 種類のモデルを基にした。出力密度、燃焼期間は HTTR を参考にし、燃料の濃縮度は 5.9%、燃料温度は 1260K、減速材温度は 1000K、燃焼度は HTTR の平均燃焼度である 22GWd/t とした。また、参照解として MVP-BURN による全炉心計算を行い、結果を比較した。MVP-BURN による全炉心計算での燃料温度は 1230K、減速材温度は 1050K とした。

3. 解析結果

(1)中性子スペクトルの比較：各セルモデル及び PWR での中性子スペクトルを Fig.1 に示す。実ピッチと比較すると等価ピッチではより減速されている。これは等価ピッチでは黒鉛量が増加した影響であると考えられる。また、今回のセルモデルでは PWR よりもスペクトルが柔らかいことが分かった。

(2)Pu の挙動：HTTR の全炉心中の ^{239}Pu の燃焼挙動の比較を Fig.2 に示す。実ピッチセルと比較すると等価ピッチセルでは Pu の生成量は減少した。これは、ピッチを大きくし黒鉛量が増加したことで、より減速され共鳴領域での中性子束が相対的に小さくなった影響であると考えられる。また、今回の計算では MVP-BURN による全炉心計算と比較して過大評価であることが分かった。

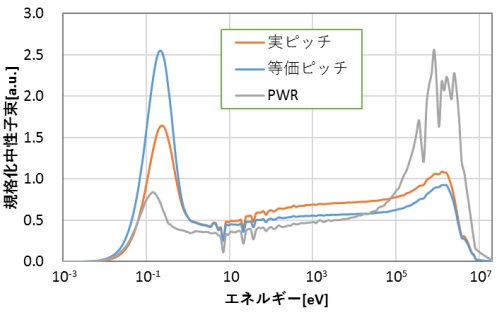


Fig.1 各セルモデルでの中性子スペクトルの比較

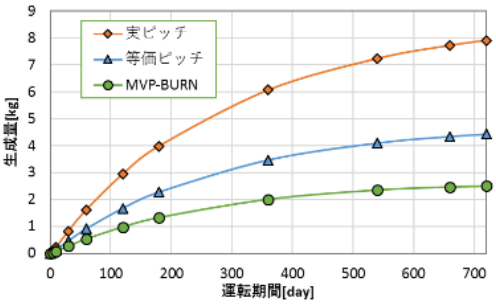


Fig.2 ORIGEN 及び MVP-BURN による炉内での ^{239}Pu の全生成量

4. 結論

核種生成・崩壊挙動の影響評価の一つとして、ピッチの異なる高温ガス炉用ライブラリを作成し、MVP-BURN による全炉心計算の結果との比較を行った。その結果、スペクトル、Pu の生成量について有意な差が認められた。今後は高温ガス炉での燃焼挙動について、各パラメータの影響評価を進めていく予定である。

参考文献

[1]A.G.Croff,ORIGEN2 Code Package CCC371,Informal Notes(1981)
[2]長家他、JAERI-1348(2005)
[3]深谷他、JAEA-Research 2013-035(2013)

*Keisuke Morita[1], Nozomu Fujimoto[1]
[1]Kyushu Univ.

トリウム燃料装荷による PWR 炉心特性への影響評価

Study on Impact of Loading Thorium Fuel on PWR Core-characteristics

*小林 千将[1]， 竹田 敏[1]，北田 孝典[1]，Cheuk Wah Lau[2]

[1] 大阪大学，[2] Thor Energy

第 3 世代プラス PWR の炉心特性について、トリウム燃料を PWR 炉心に装荷することによる影響を評価した。PWR 炉心にトリウム燃料が装荷されたことによる炉心特性への影響について、核的な挙動に基づいた考察を行った。

キーワード：トリウム燃料，炉心特性

1. 緒言

先行研究では主に従来の第 2 世代 PWR にトリウム燃料を添加することで、いくつかの炉心特性が改善されることが示されている。本研究においては、トリウム燃料を第 3 世代プラス PWR に一部装荷し、第 3 世代プラス PWR 平衡炉心（Th 炉心）を作成した。従来の第 2 世代 PWR と比較し第 3 世代プラス PWR は出力が高いため、第 2 世代 PWR と同じサイクル期間を達成するために濃縮度などの燃料組成を変更した。Th 炉心とウラン燃料のみで構成される第 3 世代プラス PWR 平衡炉心（U 炉心）を計算コード CASMO-4E, SIMULATE-3 を用いて炉心特性を計算・比較することで、従来とは異なる組成のトリウム燃料を装荷した場合の第 3 世代プラス PWR 炉心特性への影響を評価した。

2. 解析

第 3 世代プラス PWR（以後 PWR）平衡炉心をもとに U 炉心と Th 炉心を求めた。この炉心の炉心内集合体配置は中性子の漏れが少なくなるように設計した。そして、U 炉心、Th 炉心の減速材温度係数（MTC）、ホウ素価値（BOR）、ドップラー温度係数（DTC）などの PWR 炉心特性を CASMO-4E, SIMULATE-3 を用いて計算し、トリウム燃料を添加したことによる PWR 炉心特性への影響を評価した。BOR などのホウ素濃度に依存する炉心特性については、ホウ素濃度の影響を除するため両炉心とも同じホウ素濃度条件下で検討を行った。

3. 結果・考察

表 1 に U 炉心、Th 炉心それぞれの MTC、DTC、BOR を示す。MTC については、Th 炉心の方が絶対値は大きい結果となる。減速材の温度変化に伴って減速材の密度が変化すると、炉心内に反射される中性子数も変化し炉心外に漏れ出る中性子数が変化する。つまり減速材温度変化に伴う炉心外に漏れる中性子数の変化量が、Th 炉心の方が U 炉心より大きいため MTC の絶対値が大きくなったと考えられる。DTC については Th 炉心の方が絶対値は大きい結果となる。これは ^{232}Th の方が ^{238}U よりも温度変化による中性子吸収の変化が大きいためであると考えられる。BOR については Th 炉心の方が絶対値は小さい結果となる。これは、^{232}Th のほうが ^{238}U よりも熱領域での吸収断面積が大きいため、Th 炉心において熱領域の中性子が U 炉心と比較して少なくなりホウ素濃度変化の影響が小さくなることが原因であると考えられる。

表1 U 炉心と Th 炉心の MTC, DTC, BOR

	MTC (pcm / K)		DTC (pcm / K)		BOR (pcm / ppm)	
	BOC	EOC	BOC	EOC	BOC	EOC
U 炉心	-22.3	-69.7	-2.5	-2.7	-6.1	-7.6
Th 炉心	-24.1	-72.3	-2.5	-2.8	-6.0	-7.2

4. 結論

本研究では、高出力の第 3 世代プラス PWR にトリウム燃料を装荷した場合の影響を評価した。MTC、DTC、BOR に関しては U 炉心と Th 炉心で多少の変化はあるが、PWR 炉心特性に対して大きな影響は無いと考えられる。

参考文献

[1]“CASMO-4E User’s Manual,” Studsvik Scandpower - University Release SSP-09/443-U Rev0.

[2]“SIMULATE-3 User’s Manual,” Studsvik - University Release SSP-09/447-U Rev0.

[3] C. W. Lau, et al., “Investigating of the Equilibrium Core Characteristics for the Ringhals-3 PWR with Improved Thermal Margins Using Uranium-thorium Fuel”, ICAPP 2013, Jeju Island, Korea, April 14-18, 2013

*Kazumasa Kobayashi[1], Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1] and Cheuk Wah Lau[2]

[1] Osaka Univ., [2] Thor Energy

次世代高速炉の核設計における燃焼核特性評価の解析条件の検討

An Investigation of the Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Burnup Nuclear Characteristics of Next-Generation Fast Reactors

*滝野 一夫[1]，杉野 和輝[1]，横山 賢治[1]，神 智之[2]，大木 繁夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]株式会社 NESI

高い燃焼度を設計目標とする次世代高速炉の核設計高度化のため、汎用炉心解析システム MARBLE2 を用いて種々の解析条件の違いによる影響を評価し、燃焼核特性評価の計算コストと精度の関係を整理した。

キーワード：次世代高速炉、核設計、燃焼核特性、解析条件、MARBLE2

1. 緒言

許容される計算時間内で得られる解析精度を把握する観点から、格子計算及び炉心計算における解析条件の違いが及ぼす燃焼核特性と計算時間への影響の整理を行う。

2. 解析条件

電気出力 750MWe の次世代ナトリウム冷却高速炉を対象に、種々の解析条件で 3 次元 Tri-Z 体系炉心燃焼計算を行い、平衡サイクルにおける主要核特性の解析精度を評価する。エネルギーの取り扱いでは 175 群超微細群炉定数適用時(連続エネルギー相当)に対して 70 群、18 群、7 群と簡略化し、中性子輸送の取り扱いでは S_4 輸送 24 ﾒｯｼｭ/集合体(輸送計算の無限 S_N、無限小空間メッシュ相当)に対して 6 ﾒｯｼｭ/集合体、拡散計算 24 ﾒｯｼｭ/集合体、拡散計算 6 ﾒｯｼｭ/集合体と簡略化し、核特性や組成、計算時間へ与える影響を定量化する。解析には汎用炉心解析システム MARBLE2 を用い、拡散ソルバーとして DIF3D コードを選択し、輸送ソルバーとしては MINISTRI コードを MARBLE2 の炉心燃焼計算機能上に整備して適用した。

3. 解析結果

評価例として、径方向出力分布の結果を図 1 に示す。また、表 1 には平衡サイクル末期到達までに要した各解析条件の計算時間について、解析条件を最も簡略化した場合(7 群拡散・6 ﾒｯｼｭ/集合体)を基準とした相対比を示す。図 1 より解析条件の簡略化により炉心部では差異が最大で 2%見られると共に、燃焼に伴い、最大で 2%程度の変動が見られており、冷却材流量配分の観点から、これらの差異と変動は解析条件選定の上で有意と考えられる。ブランケットでは炉心部と比較して差異は大きいが燃焼に伴う変動はあまり見られない。また、表 1 より計算時間の観点からは、エネルギーの取扱いに関しては 70 群以下であれば大差は見られない一方で、中性子輸送の取扱いでは輸送計算とすることで大幅な増加が見られることが分かる。

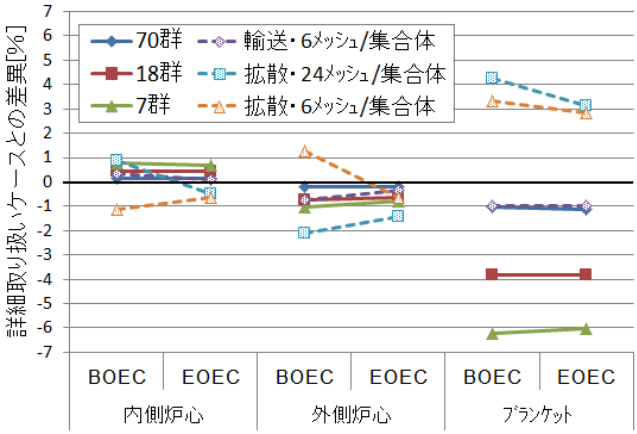


図 1 径方向出力分布における各簡略化ケースの詳細取り扱いケースとの最大差異
＊BOEC:平衡ｻｲｸﾙ初期　EOEC:平衡ｻｲｸﾙ末期

表 1 EOEC 到達までに要した CPU 時間の相対比
（CPU ｸﾛｯｸ周波数: 3.07GHz）
7 群拡散・6 ﾒｯｼｭ/ 集合体の計算時間：1.1 時間

	7群	18群	70群	175群
拡散・6ﾒｯｼｭ	1（基準）	1.1	2.8	12
拡散・24ﾒｯｼｭ	2.3	2.6*	6.5*	28 *
輸送・6ﾒｯｼｭ	16	18*	44 *	187*
輸送・24ﾒｯｼｭ	64	71*	179*	761*

＊推定比

4. 結言

格子計算と炉心計算に関して、解析条件の違いが及ぼす核特性と計算時間への影響を整理した。この結果より、許容される計算時間に応じた精度が得られる解析条件を選択することが可能となった。

---

*Kazuo Takino[1], Kazuteru Sugino[1], Kenji Yokoyama[1], Tomoyuki Jin[2] and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NESI Inc.

RELAP5 を用いた ADS の核・熱水力連成解析

Coupled analysis of neutronics and thermal-hydraulics for ADS with RELAP5.

＊吉村紘一　Van Rooijen
福井大学大学院

大型核変換専用の鉛ビスマス冷却加速器駆動システム（ADS）を対象に、計算コード ERANOS で計算した断面積を用いて RELAP5で炉心の核・熱水力の連成解析をした。RELAP5で定常運転時の妥当性を確認した。

キーワード：ADS, RELAP5, **核・熱水力連成解析**

【背景・目的】

原子力発電所の運転に伴って発生する使用済燃料は再処理後に地層処分されることが検討されている。鉛ビスマス冷却加速器駆動システム(ADS）は高レベル放射性廃棄物に含まれるマイナーアクチノイド（MA）の核変換によって地層処分の負担軽減ができる。

本研究では ADS の炉心を対象に核・熱水力の連成解析をし、定常運転時の中性子束分布や鉛ビスマス冷却の妥当性を確認した。

【解析方法と対象炉心】

ERANOS コードで計算した核断面積を用いて、RELAP5 コードで ADS 炉心の核･熱水力連成解析をした。核計算は 4 群、1/6 体系で行い、核断面積の温度変化は考慮しなかった。RELAP5 では外部中性子源を含めた解析ができなかったため定常計算で解析をした。解析対象の ADS＊(1.2.3)炉心を図 1，2 に示す。燃料は(Pu＋MA)の窒化物で、希釈材は窒化ジルコニウムである。ADS 炉心は熱出力 800MW である。冷却材は鉛ビスマスを用いて、集合体入口温度は 573.15K、ターゲット領域と遮蔽体領域の入口に損失係数を加えることで燃料集合体毎の流量を 608 kg/s に設定した。

T	ターゲット
Fi	燃料
R	反射体
S	遮蔽体

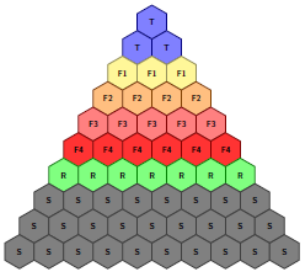


図 1　ADS の径方向断面組成

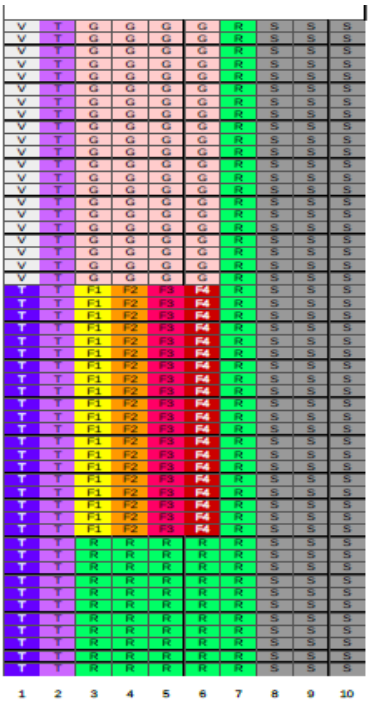


図 2　ADS の軸方向断面組成

【結果・考察】

RELAP5 の解析では実効増倍率が 0.9875 で ERANOS の 4 群の解析結果 0.9664 と比較して妥当である。

径方向の出力分布を図 3 に示す。径方向の出力分布は 2 領域目が最も高く、領域 4 が低い。

ADS 炉心の定常運転時の核・熱水力の連成解析をし、RELAP5 が中性子束分布、鉛ビスマスの流体解析に利用できることを確認した。今後は、RELAP5 で核断面積の温度変化を考慮し、ADS 炉心を対象とした事故解析に利用可能か検討する必要がある。

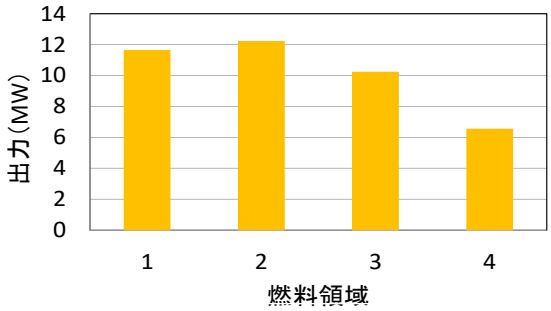


図 3　径方向の出力分布（集合体毎）

参考文献
(1)加速器駆動核変換ｼｽﾃﾑ用三次元炉心解析ｺｰﾄﾞ ADS3D の整備
(2)加速器駆動核変換ｼｽﾃﾑ用 熱設計解析ｺｰﾄﾞの整備
(3) 鉛ﾋﾞｽﾏｽ冷却加速器駆動ｼｽﾃﾑの熱設計 (1)定格運転条件に対する熱流動解析

Koichi Yoshimura, Van Rooijen
Fukui Univ

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

[1G01-07] Numerical simulation and Visualization of Thermal Fluid Dynamics and Nuclear Fuel

Chair: Nakajima Norihiro (JAEA)

Mon. Mar 27, 2017 10:00 AM - 11:55 AM Room G (16-207 Building No.16)

[1G01] Numerical study on apparent viscosity of aggregated particles

*Makoto Kashima[1], Mikio Sakai[2] (1. Department of Systems Innovation, Faculty of Engineering, The University of Tokyo , 2. Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo)

10:00 AM - 10:15 AM

[1G02] Interactive In-Situ Visualization of Molten Debris Relocation Simulation using Particle-based Visualization

*Takuma Kawamura[1], Tomoyuki Noda[1], Yasuhiro Idomura[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[1G03] Numerical study on discharged flow of the accumulated solid particles from a glass melter

*Kazuya Takabatake[1], Mikio Sakai[1] (1. U. Tokyo)

10:30 AM - 10:45 AM

[1G04] Study on quench behavior at a core-disruptive accident for fast breeder reactors

*Shimpei Saito[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Yuzuru Iwasawa[1], Kazuya Koyama[2], Hideki Nariai[1] (1. University of Tsukuba, 2. Mitsubishi FBR Systems, Inc.)

10:45 AM - 11:00 AM

[1G05] Development of preconditioned communication avoiding CG solver for multiphase CFD code JUPITER

*Akie Mayumi[1], Yasuhiro Idomura[1], Takuya Ina[1], Susumu Yamada[1], Toshiyuki Imamura[2] (1. JAEA, 2. AICS, Riken)

11:00 AM - 11:15 AM

[1G06] Study on Fuel Loading Pattern Optimization using Deep Learning and Reinforcement Learning

*Masahiro Tatsumi[1] (1. NEL)

11:15 AM - 11:30 AM

[1G07] Study on fast reactor design with flexible consideration of fuel breeding and MA transmutation

*Naoto Kasahara[1], Tadao Takahashi[2] (1. The University of Tokyo, 2. FBR Senior Research Laboratory)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

数値シミュレーションによる微粒子凝集体を含むスラリーのレオロジー特性評価

Numerical study on rheology properties of slurries including aggregated particles

*鹿島 真人[1]，酒井 幹夫[2]

[1]東京大学工学部システム創成学科,

[2]東京大学大学院工学系研究科レジリエンス工学研究センター

ガラス溶融炉内部のガラススラリーは、ずり速度を増加させると見かけ粘度が減少する shear thinning の性質を持つことが報告されているが、その詳しいメカニズムは未だ解明されていなかった。本研究では DEM-DNS 法による数値計算を行い、レオロジー特性を評価することで shear thinning の原因を考察した。

キーワード：DEM-DNS、shear thinning、凝集、分散

1. 緒言

ガラス溶融炉においてガラススラリーの見かけ粘度がずり速度依存性を持つ shear thinning 性について明確なメカニズムについての知見はこれまで得られていなかった。固体粒子と流体を含む系の数値シミュレーションを扱う DEM-DNS 法を用いて、ガラススラリーのレオロジー的挙動について考察する。

2. 数値解析条件

ガラス溶融炉の仮焼層でガラスビーズの周囲に存在した白金族粒子が形成する凝集体を模擬するために、中空な凝集構造を用意し、4 種類のずり速度をかけて見かけ粘度を評価した。また、同体積分率(13%)で粒子完全に分散した体系でも同様の解析を行った。

3. 数値解析結果

粒子の中空な凝集構造を持つスラリーで shear thinning を確認した(**Fig.2**)。低ずり速度では凝集構造がほとんど保たれており、高ずり速度では凝集構造が大きく破壊されていた。スラリーの初期状態とずり速度 200,000 s^{-1} において見かけ粘度が一定になった時のようすを **Fig.1** に示す。また、凝集構造を持たない系では shear thinning は見られなかった(**Fig.2**)。

4. 結論

ガラススラリーにおいて shear thinning が生じるメカニズムが凝集構造の崩壊による内部の流体の解放であることが示唆された。

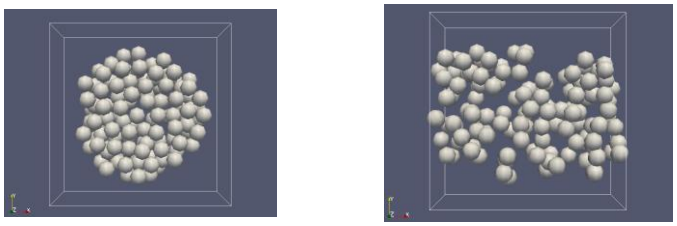


Fig.1 初期状態(左)とシェア負荷時(右)の固体粒子の分布

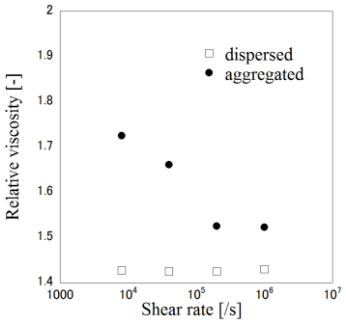


Fig.2 ずり速度と比粘度

謝辞

経済産業省資源エネルギー庁「平成 28 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の助成により行われた。

---

*Makoto Kashima[1], Mikio Sakai[2]

[1]Department of Systems Innovation, School of Engineering, The University of Tokyo

[2]Resilience Engineering Research Center, School of Engineering, The University of Tokyo

可視化用粒子データを用いた燃料溶融シミュレーションの対話的 In-Situ 可視化

Interactive In-Situ Visualization of Molten Debris Relocation Simulation using Particle-based Visualization

*河村 拓馬[1]，野田 智之[1]，井戸村 泰宏[1]
[1]日本原子力研究開発機構 システム計算科学センター

シミュレーションと同時に可視化を行う In-Situ 可視化は、確実な画像生成が可能な反面、バッチ処理における対話的な可視化が困難であった。そこで、結果データを可視化用粒子データに変換しファイルベースで送受信を制御する手法を開発し、燃料溶融シミュレーションに対して対話的な In-Situ 可視化を実現した。

キーワード：In-Situ 可視化，対話的可視化，ボリュームレンダリング，燃料溶融シミュレーション

1. 緒言

大規模化が進む原子力分野のシミュレーションにおいて、シミュレーションと同時に確実に可視化画像を生成する In-Situ 可視化の需要が高まっている。しかし従来の In-Situ 可視化では、バッチ処理投入前に視点位置や色・不透明度等の可視化パラメータを設定するため、可視化の失敗がしばしば発生する。

本研究では、計算途中のデータを実行時に可視化し、ユーザが対話的に可視化パラメータを変更できるフレームワーク[1]を開発することで、この問題を解決した。開発手法を燃料溶融シミュレーションコード JUPITER に適用し、その計算性能を劣化させることなく対話的な可視化が可能になることを確認した。

2. 提案手法

開発したフレームワークは要素技術として粒子ベースボリュームレンダリング(PBVR)[2]を採用しており、JUPITER コードに結合され可視化用粒子データを生成する“サンプラ”、粒子データと可視化パラメータの送受信を制御する“デーモン”、そしてクライアント PC 上で粒子データからボリュームレンダリング画像を生成する“ビューワ”の三種のプログラムで構成されている（図 1）。PBVR では要素独立な粒子生成が可能なため、サンプラは JUPITER の分割領域を変更することなく MPI 並列化され、各ノードでは OpenMP により要素並列で処理される。粒子データのサイズは画像解像度で決定され、大規模データに対して相対的に小さくなる。デーモンはサンプラが各ステップで出力する状態ファイルを監視し、サンプラと非同期に粒子ファイルの送信・可視化パラメータファイルの受信を行う。

3. 実験結果と結論

サンプラとデーモンの処理時間の全体性能は JUPITER の数%以下であり、その性能を劣化させなかった（図 1）。粒子転送時間は 7 秒であり粒子生成と比べて低速であるが、JUPITER のタイムステップ更新と比べて十分高速であり、対話的な In-Situ 可視化が実現できた。

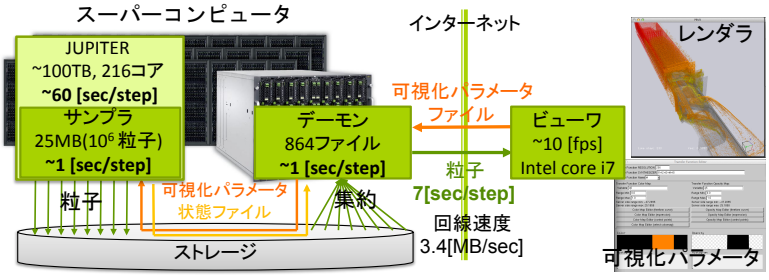


図 1　In-Situ フレームワークと全体性能

参考文献

[1] T. Kawamura, T. Noda, Y. Idomura, “In-Situ Visual Exploration of Multivariate Volume Data based on Particle Based Volume Rendering”, proc. of ISAV2016, pp.18-22, 2016.
[2] N. Sakamoto, J. Nonaka, K. Koyamada, and S. Tanaka, “Particle-based volume rendering,” APVis 2007, pp. 129–132, 2007.

*Takuma Kawamura[1], Tomoyuki Noda[1] and Yasuhiro Idomura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency Center for Computational Science & e-Systems

ガラス溶融炉における固体粒子堆積時の流下シミュレーション

Numerical study on discharged flow of the accumulated solid particles from a glass melter

*高畑 和弥[1]，酒井 幹夫[1]

[1]東京大学大学院工学系研究科

ガラス溶融炉において、高レベル放射性廃液に含まれる白金族粒子が炉底部に堆積することによって流下性能が低下することが知られているが、まだ現象は解明されていなかった。本研究では Lagrange-Lagrange 的手法である DEM-MPS 法[1]を用いて、流下における粘性の影響を評価するために数値シミュレーションを実行する。

キーワード：ガラス溶融炉、DEM-MPS 法、高粘性流れ、固液混相流

１．緒言

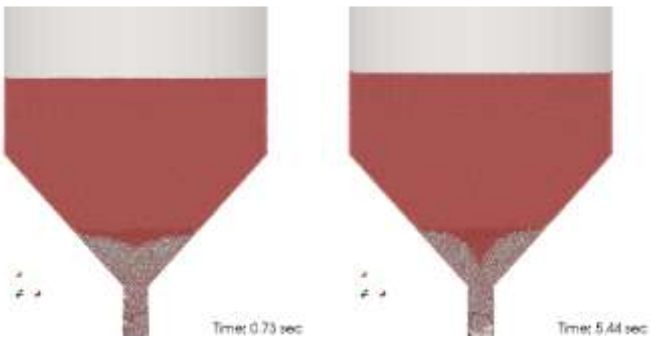
ガラス溶融炉において、白金族粒子の堆積によって流下性能が低下することが知られているが、現象は解明されていなかった。本研究では、数値シミュレーションにより流体の粘性がガラス溶融炉の流下性能に及ぼす影響を評価する。

２．数理的手法

液相の支配方程式は局所体積平均法を用いた連続の式および Navier-Stokes 方程式であり、固相の支配方程式は並進及び回転の式である。液相および固相を、それぞれ、MPS 法および DEM でモデル化した。本研究では、高粘性の固液混相流を効率的に計算するため固液間相互作用力に陰的モデルを新たに導入した。

３．数値解析・実験

現行のガラス溶融炉を想定して炉底斜度が 45 度の溶融炉内部に、ガラスビーズ（粒子径 1mm）とシリコンオイルを注入した体系およびガラスビーズ（粒子径 1mm）と水を注入した体系を選定し、これらの固液混相流を炉底部より排出した。Fig.1 は、ガラスビーズ約 60%排出時のスナップショットである。溶媒の粘度が高いと固相が壁面側に分布しながら排出され、その一方で溶媒の粘度が低いと固相表面が水平を保ちながら排出されることがわかった。溶媒の粘度が高いと固体粒子の排出時間が長くなることも示された。また、これらの数値シミュレーション結果は実験結果と定性的に一致することも確認した。これらの結果より、溶媒の粘度が高くなると、固体粒子が残留しやすくなることが示された。



(a) 水＋ガラスビーズ　(b) シリコンオイル＋ガラスビーズ

Fig. 1 固体粒子60%排出時における固体粒子堆積状況

４．結論

ガラス溶融炉における流下を安定的に行うには、溶融ガラスの粘性の管理が重要であることが見出された。

謝辞

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 28 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献

[1] M. Sakai *et al.*, Chem. Eng. J. 2012

*Kazuya Takabatake[1], Mikio Sakai[1]

The University of Tokyo[1]

高速増殖炉の炉心溶融事故後冷却挙動の研究
(32) 二相系格子ボルツマン法によるジェットブレイクアップの数値解析

Study on quench behavior at a core-disruptive accident for fast breeder reactors

(32) Numerical simulations of jet breakup with the two-phase lattice Boltzmann method

*齋藤 慎平[1], 阿部 豊[1], 金子 暁子[1], 岩澤 譲[1], 小山 和也[2], 成合 英樹[1]

[1] 筑波大学, [2] 三菱 FBR システムズ

高速増殖炉の炉心溶融事故時には，ジェット状に放出された溶融燃料挙動の把握が重要となる．本報では，二相系格子ボルツマン法を用いた液中ジェットの数値解析を実施し，実験結果の再現を試みた．

キーワード：高速増殖炉，炉心溶融事象，炉容器内収束，ジェットブレイクアップ，格子ボルツマン法

1. 緒言

高速増殖炉の炉心溶融事故に対する事故後冷却性評価に向けて，冷却材中にジェット状に流出した溶融燃料のブレイクアップ挙動の把握が望まれている．本数値解析の目的は，極めて複雑な熱流動挙動である溶融ジェットブレイクアップ過程における流体的相互作用を弁別して詳細に観察し，その影響を明らかにすることにある．本報告では，実験結果を再現可能な数値計算手法を構築し，液中ジェットの計算を実施した．

2. 数値解析手法

本研究では，二成分に対する二相系格子ボルツマン法を用いて数値解析を実施した．本手法において解くべき式は，k 相の粒子分布関数 f_i^k に関する時間発展方程式(格子ボルツマン方程式) である．Fig. 1 に示す 3 次元 27 速度格子を用いて定式化し，計算を実施した．

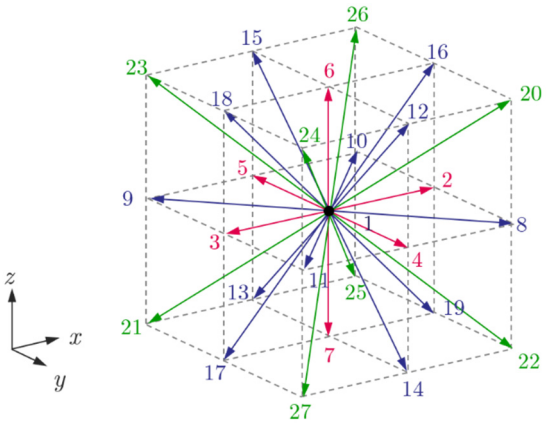


Fig. 1. Three-dimensional 27-velocity lattice.

3. 結果・考察

本研究で構築した数値モデルを用いて実施した数値解析結果の一例を Fig. 2 に示す. Fig. 2(b)を基準ケースとして, Fig. 2(a) は速度のみを小さく, Fig. 2(c) は界面張力のみを小さくした結果である. Fig. 2 に示すように，ジェット先端で液滴が生成するモードから，ジェット側部での液滴生成が卓越するモードへの遷移が見られた．このような傾向は，既報で報告した実験結果[1]と定性的に一致するものである．

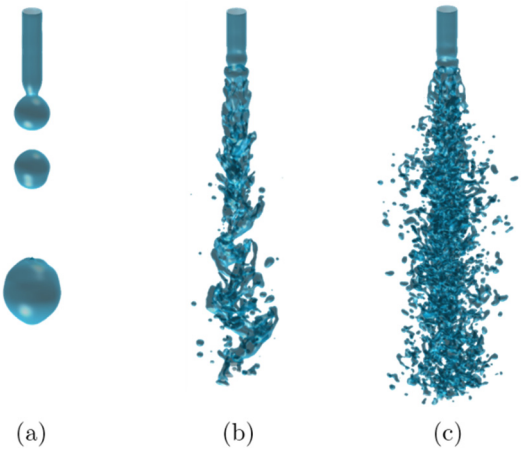


Fig. 2. Simulation results of jet breakup.

謝辞　本研究は三菱重工業株式会社の坂場弘氏，佐藤裕之氏の支援を受けて実施しました．ここに謝意を表します．

参考文献

[1] 齋藤ほか，日本原子力学会 2016 年春の年会, 1D12.

---

*Shimpei Saito[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Yuzuru Iwasawa[1], Kazuya Koyama[2] and Hideki Nariai[1]

[1]University of Tsukuba, [2]Mitsubishi FBR Systems, Inc.

多相流体コード JUPITER における前処理付き省通信 CG 法ソルバの開発

Development of preconditioned communication avoiding CG solver for multiphase CFD code JUPITER

*真弓 明恵[1]，井戸村 泰宏[1]，伊奈 拓哉[1]，山田 進[1]，今村 俊幸[2]

[1]原子力機構，[2]理研 AICS

左前処理付き省通信 CG（LP-CA-CG）法[1]を多相流体コード JUPITER[2]のポアソンソルバに適用し、京コンピュータにおけるストロングスケーリングを 30,000 ノードまで向上した。

キーワード：多相流体コード、クリロフ部分空間解法、省通信アルゴリズム

1. 緒言

日本原子力研究開発機構では過酷事故における溶融燃料の挙動を解析するために多相多成分熱流動解析コード JUPITER[2]の開発を進めている。非圧縮流体モデルに基づく JUPITER コードでは圧力のポアソン方程式の反復法ソルバが主要な計算コストを占めるが、スケーラビリティの向上にはデータ通信コストがボトルネックとなるため、ソルバの省通信化が重要な課題である。本研究ではブロックヤコビ前処理を用いた LP-CA-CG 法を JUPITER コードに適用し、京コンピュータにおける性能評価を行った。

2. 省通信 Krylov 部分空間法

省通信 Krylov 部分空間法は、通常の Krylov 部分空間法における疎行列ベクトル積（SpMV）の袖通信および基底ベクトルの直交化処理に伴う内積計算の縮約通信の回数を削減することで高速化を図った手法である。今回研究対象とした LP-CA-CG 法[1]は三項間漸化式に基づく CG 法を用いてこれらの通信処理を削減しており、通常の CG 法の s ステップ分の反復計算を通信なしに一度に計算する。

JUPITER のポアソンソルバは非常に大きい密度コントラストのため悪条件の問題となっており、適切な前処理が必須であるが、LP-CA-CG 法における前処理の省通信化手法は確立していなかった。そこで、本研究では京コンピュータの3次元トーラス形状ネットワークにおいて袖通信がスケールすることに着目し、ブロックヤコビ前処理を用いた LP-CA-CG 法を開発した。これは前処理付き CG 法における SpMV や前処理における袖通信と内積計算の縮約通信のうち後者のみを省通信化するハイブリッド処理である。

3. 結果

問題サイズ N=800×500×3,540 の JUPITER コードに対して、京コンピュータにおいて従来の CG 法とブロックヤコビ前処理を用いた LP-CA-CG 法での性能評価を行った。LP-CA-CG 法では、JUPITER のポアソンソルバが悪条件であるため、一度に計算するステップ数 s=3 と設定した。図 1 は 30,000 ノード時の並列性能比較である。従来の CG 法では縮約通信のコストが全体の約 45%を占めている。一方、LP-CA-CG 法では、従来の CG 法と比較して縮約通信のコストが約 69%削減され、全体では約 2 倍の処理性能を達成した。

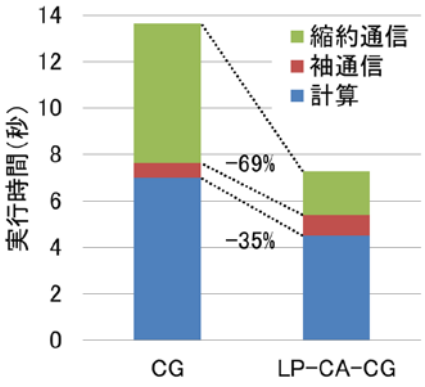


図 1. 30,000 ノード時の並列性能比較

参考文献

[1] Akie Mayumi, Yasuhiro Idomura, Takuya Ina, Susumu Yamada, Toshiyuki Imamura, ScalA16, pp 17-24 (2016)

[2] 山下 晋，徳島 二之，倉田 正輝，高瀬 和之，吉田 啓之，日本機械学会第 28 回計算力学講演会論文集, p.3 (2015)

*Akie Mayumi[1], Yasuhiro Idomura[1], Takuya Ina[1], Susumu Yamada[1] and Toshiyuki Imamura[2]

[1]JAEA, [2]RIKEN AICS

深層学習と強化学習による燃料装荷パターン最適化手法の検討
（1）燃料装荷パターン情報を用いた炉心核特性の予測

Study on Fuel Loading Pattern Optimization using Deep Learning and Reinforcement Learning
(1) Prediction of Nuclear Characteristics of Reactor Core with Loading Patter Information

*巽　雅洋[1]
[1]原子力エンジ

無限増倍率ベクトルを入力とした深層ニューラルネットワークを構築し、高速な炉心特性評価を実現した。予測した次ステップの無限増倍率を新たに入力とする、炉心の燃焼特性評価の可能性を示した。

キーワード：燃料装荷パターン最適化，深層学習，強化学習，ニューラルネットワーク，炉心核特性

1. 緒言

近年の深層学習と強化学習に関する研究は、計算機による取り扱いが困難と従来では考えられてきた問題に対しても、人間を凌駕する性能を発揮できる可能性を示している。そこで本研究では、燃料装荷パターン(LP) 最適化問題に、深層学習と強化学習の適用を検討する。本稿では、本構想を実現するために必要となる、深層ニューラルネットワーク(DNN)を用いた高速炉心特性評価の実現に関する検討結果を示す。

2. 問題解決のアプローチ

2.1 深層強化学習による LP 最適化

LP 最適化過程においては、制限値等の目標を満足するために、複数の燃料移動の選択肢から、最終的に炉心特性が改善する方法を選択する必要がある。強化学習の 1 手法である Q 学習では、状態 *i* から *i+1* への変化に関して、目標（報酬）の期待値を最大とする行動指標(Q 値)の割り当てを学習する。この学習を DNN で実施することで、現在の炉心状態から望ましい燃料移動を決定する Deep Q-Network (DQN) を実現する。そのためには、膨大な試行回数が必要となり、各状態における炉心特性評価を高速に行う必要がある。そこで、出力分布や臨界ほう素濃度等の炉心特性の評価にも DNN を用いることとした。

2.2 深層学習による炉心特性の予測

国内 3 ループ PWR の 1/8 炉心を対象とし、全結合型で 6 層の DNN を構築した[1]。各層のユニット数に関して、入力層では各燃料種の無限増倍率ベクトル長の 52、中間層では 400、出力層では目的に応じて 1, 26, 52 のいずれかを設定した。最終 LP から 1～3 回の燃料移動を実施した独立な約 30 万ケースの LP の燃焼特性を SIMULATE-3 の 2 次元計算で求めた。各燃焼ステップにおける無限増倍率ベクトルと求める炉心特性の組合せを学習した結果、1 万ケースの未学習 LP に関して、無限増倍率ベクトルに対応する臨界ほう素濃度及び出力分布、次燃焼ステップにおける無限増倍率分布を十分な精度で予測できることを確認した。

3. 結論と今後の予定

各 DNN により、高い精度で炉心特性の予測が可能であることを確認した。各 DNN を組み合わせることで炉心の燃焼特性も予測可能であり、強化学習の枠組にて活用する予定である。

参考文献

[1] 山本，「炉心管理への遺伝的アルゴリズム・ニューラルネットワークの応用」，炉物理の研究 (Vol.45) (1996)

*Masahiro Tatsumi[1]
[1]Nuelcear Engineering, Ltd. (NEL)

燃料増殖と MA 消滅の効果を柔軟に考慮した高速炉設計の検討

FR Plant Design with consideration of Fuel breeding and MA transmutation

東京大学　*笠原直人　FBR 高等研究所　高橋忠男

高速炉の特徴である燃料増殖と MA 消滅は共に中性子の活用により生じる効果であることから相互に影響する。そこで、炉心領域とブランケット領域への MA 添加量を独立に変化させ、燃料増殖と MA 消滅への影響を調べたところ、両者の効果をある範囲で柔軟に調和できる設計が可能であることを見出した。

キーワード：高速炉、燃料増殖、MA 消滅、プラント設計

1.対象炉心と使用プログラム　もんじゅと同様に、内側炉心、外側炉心および径方向ブランケット領域を有する炉心を検討対象とした。FR-Design [1] は FBR プラントのシステムを総合的に設計する能力を有しており、これに MA 消滅機能を付加したプログラム [2] を使用して以下の検討を行った。

2. 燃料増殖と MA 消滅の検討　内側炉心(C1)、外側炉心(C2)および径方向ブランケット(Br)にそれぞれ単独で臨界達成範囲内で MA 添加した場合の燃料増減比(核分裂性核種の生成量がこの炉で消費する核分裂性核種の何基分に相当するか)と MA 消滅比(MA 消滅量がこの炉での発生する MA 量の何基分に相当するか)との関係を Fig. 1 に示す。最大 MA 添加率は外側炉心添加の場合に 12.8%と大きいが MA 消滅比は 4 以下と低い。

また、内側炉心添加の場合は最大添加率と MA 消滅比ともに低い。

ブランケット添加の場合は MA 添加率と MA 消滅比ともに高い値が期待できることがわかる。燃料増減比は、内側炉心添加の場合に定格値より大きくなるが、外側炉心添加の場合には定格値より小さくなり、ブランケット領域添加の場合には大きく減少することがわかる。

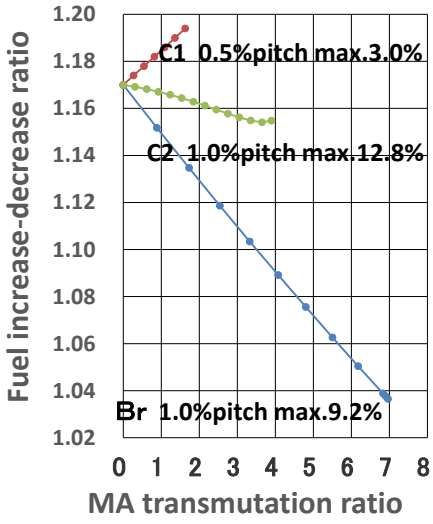
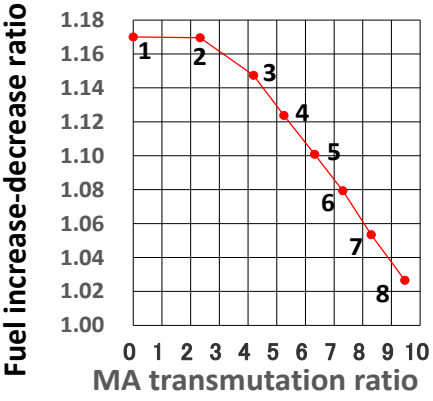


Fig. 1 MA 消滅比と燃料増減比

3. 燃料増殖と MA 消滅の調和をはかる検討　上記から、MA 添加の場所と量を考慮すると、燃料増減比と MA 消滅比を柔軟に設計可能と考察され、以下に検討する。目標として燃料増減比を設定し、臨界達成および設計制限条件を満たす範囲で、MA 消滅比の最大化を試みる。その結果を、MA 消滅比を横軸に燃料増減比を縦軸にしたグラフ Fig. 2 に示す。それぞれの設計点についての各領域における MA 添加率を表に示している。注目すべきは、点 1 が MA 添加のない定格条件であるのに対して、点 2 は同じ燃料増減比でありながら MA 消滅比 2.4 の値を取る設計が可能であることである。



MA adding rate %

	C1	C2	Br
1	0.0	0.0	0.0
2	2.5	0.0	1.1
3	0.0	12.7	0.4
4	0.0	12.5	1.8
5	0.0	12.3	3.3
6	0.0	12.0	4.8
7	0.0	11.0	6.7
8	0.0	10.0	9.0

Fig. 2 調和をはかった設計例

さらに、燃料増殖比 1.17～1.03、MA 消滅比 0～9.46 の範囲で柔軟な設計を行えることもわかる。

参考文献：1　笠原, 高橋, ‘教育用 FBR プラント設計プログラム FR-Design の開発’ 原学誌 Vol. 14　No. 3　2015
2　笠原、高橋、’教育用 FBR プラント設計プログラムへの MA 消滅機能の追加’原学会, 秋の大会 2L06　2016

*Naoto Kasahara[1], Tadao Takahashi[2]
[1] The University of Tokyo　[2] FBR Senior Research Laboratory

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

[1G08-14] Numerical Analysis on Building and Structure Behavior on Earthquake

Chair: Masahiro Tatsumi (NEL)

Mon. Mar 27, 2017 2:45 PM - 4:40 PM Room G (16-207 Building No.16)

[1G08] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

*Akemi Nishida[1], Byumghyun Choi[1], Zhihong Guo[1], Tsuyoshi Takada[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G09] Uncertainty assessment of the seismic response analysis due to various earthquake waves for nuclear facilities

*Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Zhihong Guo[1], Ken Muramatsu[1], Tsuyoshi Takada[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G10] The study on advanced seismic simulation technology for huge plant

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

3:15 PM - 3:30 PM

[1G11] Data analysis based upon abduction

*Norihiro Nakajima[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1G12] An element-by-element Finite Element Contact Analysis Method toward Seismic Behavior Analyses of an Entire Nuclear Facility: Verification Using a Stick Problem

*Yoshio Suzuki[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

[1G13] Performance Evaluation of Parallel FEA for Soil-structure Model using Manycore Processors

*Naoki Morita[1], Yoshiyuki Takahashi[2], Gaku Hashimoto[1], Hiroshi Okuda[1] (1. University of Tokyo, 2. Kajima Corporation)

4:00 PM - 4:15 PM

[1G14] Estimation of the fault parameter using dynamic rupture simulation by Bayesian Optimization

*Yuta Mitsuhashi[1,2], Gaku Hashimoto[2], Hiroshi Okuda[2], Fujio Uchiyama[1] (1. KOZO KEIKAKU ENGINEERING, 2. THE UNIVERSITY OF TOKYO)

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 －建屋システムの検討－

Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants - A Study for nuclear building system -

*西田 明美[1]，崔 炳賢[1]，郭 智宏[1]，高田 毅士[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京大学

本研究では、原子力プラントの安全性確保のためにプラントをトータルシステムとして取り扱い、リスク概念と深層防護の考え方に基づいて様々なクリフエッジ状態を特定・定量化し、これらを回避する技術を開発することを目的としている。本稿では、建屋システムの地震応答解析において特定されるクリフエッジ状態のモデル化因子依存性を検討するため、免震機構や擁壁衝突事象の境界条件のモデル化等にかかわり検討を実施し、得られた知見を述べる。

キーワード：原子力プラント，地震安全，クリフエッジ，建屋システム，免震システム

1. 緒言

地震時における原子力発電プラント全体の安全性確保のために、クリフエッジ状態の特定とそれらの回避方策の検討に必要な解析や評価を実施し、得られた知見について述べる。

2. モデルの構築

建屋システムのクリフエッジ回避技術では、現実のサイトに設置された仮想的なプラントを設定することとし、文献等をもとに標準的な原子炉建屋を対象としてモデル化を実施した。解析モデルに免震装置を組込み、免震導入効果および免震装置の挙動を確認するための解析を実施した。また、大入力時に想定される建屋と擁壁の衝突事象の解析も実施した。

3. 解析結果

入力は断層モデルにより作成した地震波とスペクトル波の 2 種類の入力地震動（最大加速度は 700-800 Gal 程度）を定数倍して解析を行った。解析結果より、免震装置を組み込むことで応答は大きく低減し、免震導入効果を確認した。また、その効果は入力地震動の特性によって異なり、スペクトル波のように入力地震動が長周期成分を多く含んでいる場合には水平変位が過大となり、擁壁に衝突し大きなせん断ひずみが生じる可能性があることを確認した。

建屋と擁壁との衝突解析では、まず衝突を模擬するために設定したバネ値の感度を確認するため、バネ値を変化させた場合の解析を実施した。バネ値の変化に対する建屋応答の感度は高く、得られる最大せん断ひずみの値が大きく変わることを確認した。また、一般に設計や評価に用いられる質点系モデルと 3 次元詳細モデルの応答結果を比較すると、平均値では 3 次元詳細モデルの方が質点系モデルよりも応答が小さく、低減される結果となった。また、3 次元詳細モデルの結果は同一フロアでばらつくが、今回の解析例では質点系モデルの応答結果は 3 次元詳細モデルのばらつき幅内におさまっていることを確認した。

4. まとめ

地震時におけるプラントのクリフエッジ状態の特定のために、建屋システムの耐震・免震モデルによる応答解析を実施し、擁壁への衝突解析では設定するバネ値の建屋応答への感度が高いこと、モデル化手法により得られる応答が低減する可能性があること等の知見を得た。今後は、プラント全体系に係るクリフエッジを特定・定量化し、フラジリティへの影響評価を行う予定である。

謝辞　本研究報告は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の成果である。関係各位に記して謝意を表する。

---

*Akemi Nishida[1], Byunghyun Choi[1], Zhihong Guo[1], Hidemasa Yamano[1] and Tsuyoshi Takada[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

多様な地震波による原子力施設の地震応答解析結果におけるばらつき評価

Uncertainty assessment of the seismic response analysis due to various earthquake waves for nuclear facilities

*崔 炳賢[1]，西田 明美[1]，郭 智宏[1]，村松 健[1]，高田 毅士[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京大学

本研究では、原子力施設の確率論的地震リスク評価の信頼性向上に資するため、原子力施設の地震時応答のばらつき評価を実施し、応答の不確実さの定量化を目的としている。本稿では、多様な入力地震動による原子力建屋の地震応答解析結果におけるばらつき評価結果について報告する。

キーワード：SPRA，多様な地震波，地震応答解析，ばらつき評価，3 次元有限要素モデル

1. 緒言

原子力施設の地震リスク評価の信頼性向上に資するため、多様な入力地震動による 3 次元有限要素モデル（シェルモデル）による地震応答解析および結果のばらつき評価を実施した。

2. 解析概要

地震波は既存のハザード適合地震波 200 波を使用し、対象施設は大洗地区に立地するモデルプラント建屋とした。解析モデルは主にシェル要素（節点数：約 5 万，要素数：約 6 万）を用いてモデル化した。地震応答解析は、ハザード適合地震波 200 波のそれぞれに対して 3 方向加振とし、減衰はレーリー減衰、時間積分は Newmark-β 法の直接積分法による非線形時刻歴応答解析とした。耐震壁は前川モデルによりモデル化した（単層シェル、積分点板厚方向に 3 点）。また、モデル化手法による影響を調査するため、ソリッド及び質点系モデルによる解析結果との比較を実施した。

3. 建屋応答の分析

3.1 高さ方向の最大応答加速度の平均とばらつき

ハザード適合地震波 200 波による建屋壁の最大加速度応答の結果によると、平均ではモデル化手法により 10%程度の違いが確認されたが、対数標準偏差ではモデル化手法によらず 0.1 弱程度であった。

3.2 高さ方向の最大応答加速度の相関

3 次元有限要素モデルでは同一フロアでも位置によって応答が異なるため、その相関係数を比較した。シェル・ソリッドモデル共に下層は相関が高く（0.9 以上）、上層は相関が低い（0.7-0.8 程度）結果となった。

3.3 応答のばらつきの要因

3 次元有限要素モデルによる最大加速度応答のばらつき要因を入力地震動の違いによるばらつきと同一フロアの位置の違いによるばらつきに分類し、その要因を分析した。その結果、入力地震動の違いによるばらつきは建屋の高さによらずほぼ一定（対数標準偏差で 0.1 弱）となり、位置の違いによるばらつきは上層ほど増加する傾向があったがいずれも対数標準偏差で 0.1 以下であった。

4. まとめ

多様な地震イベントが応答解析結果に与える影響を明らかにするために、モデルプラント建屋の応答結果のばらつきを統計的に分析した。入力地震動の違いによる建屋応答のばらつき（対数標準偏差）はモデル化手法に寄らず 0.1 弱程度、同一フロアの位置の違いによるばらつきは 0.1 以下程度等の知見を得た。今後は、3 次元有限要素解析のための入力地震動、地盤、建屋のばらつき指標の明確化に取り組む予定である。

---

*Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Zhihong Guo[1], Ken Muramatsu[1] and Tsuyoshi Takada[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

大型プラント等の次世代耐震解析技術に関する研究

The Study on Advanced Seismic Simulation Technology for Huge Plant

*郭 智宏[1]，西田 明美[1]，中島 憲宏[1]

[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構では、原子力施設を含む大型プラント等の耐震評価に関して、詳細かつ一体的な耐震シミュレーション技術の研究開発を行っている。本研究では、本シミュレーション手法を活用した詳細モデルを用いて従来の解析用モデルの高度化を目指し、高性能計算機を活用することを目的とする。

キーワード：組立構造物、大型プラント、耐震解析技術、並列計算

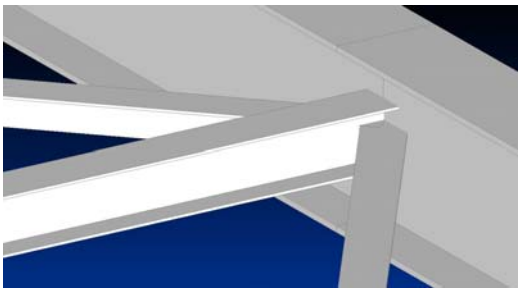
1. 緒言

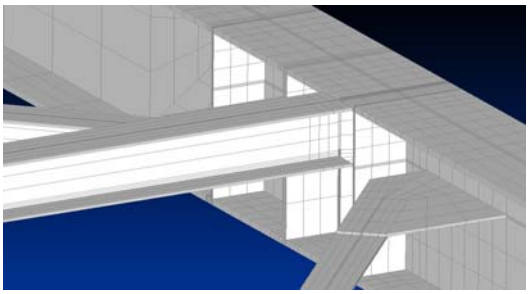
原子力機構では、原子力施設のような大型プラントを組立構造物として扱うための解析手法の確立を目指してきた。組立構造物の設計解析において、部材間の接合部は経験と知識に基づいて「解析モデル」化されることが多い。一方、実際の接合部は複雑であるため、その部材に実際には設計想定外の応力が発生することもありうる。従って、「詳細モデル」解析に基づいて、構造物の局所的な応力分布や地震時の振動挙動を詳細に把握することは、設計想定事象の妥当性を確認する上で極めて重要である。本稿では、実プラント構造に異なるモデル化手法を適用し、接合部のモデル化手法の違いによる応答結果を比較し、力学的実挙動の違いに関して得られた知見を述べる。

2. 大型プラントの数値評価

2-1. 異なるモデル化と数値解析

従来の解析モデルは、組立構造物の部材を梁要素或いはトラス要素で、部材間の結合をピン結合または剛結合で近似する。一方、詳細モデルは、すべて三次元ソリッド要素で近似する。下図は、同じ位置における異なるモデルの様子を示す。評価は、応力評価のための静解析と振動応答評価のための固有振動解析を行った。





2-2. 考察

静解析においては、最大変位（たわみ）の位置と絶対値について、個別な荷重ケースを除いて両モデルには大きな差異がなく、従来の解析モデルでも充分な設計精度を示した。一方、固有振動解析の場合、固有モードの差異が認められ、耐震設計の際に考慮する必要が示唆された。

3. まとめ

モデリング手法の違いが、大型プラントの力学挙動の分析過程に影響を及ぼす可能性が示された。詳細モデルの計算コストは、要素数が従来に比較し約 2000 倍と増大するため、著しく高くなるが、従来解析を実施していた当初の計算コストと比較すると遜色はない。

謝辞

本研究は千代田化工建設株式会社との共同研究の成果である。

---

*Zhihong Guo[1], Akemi Nishida[1] and Norihiko Nakajima[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

アブダクションによるデータ解析

Data analysis based upon abduction

*中島　憲宏[1]

[1]日本原子力研究開発機構

人工物は、時間の経過とともに製造当初の状態から変化していく。多くの人工物は、外的な力を受ける状況下で使用されていくことが多く、慣性力を考慮した動的解析が重要である。しかし、動的解析は時刻歴にともなうデータが出力されるため、時刻歴ごとの 3 次元解析結果データの分析と評価の効率化を図る必要がある。

キーワード：データ解析，構造解析，時刻歴応答解析，組立構造，ニューラルネットワーク

1. 緒言

原子力機構は、原子力施設等、大型構造物の耐震健全性を分析するための耐震信頼性試験を計算機上で実現できるように、耐震性評価用 3 次元仮想震動台の開発を進めている。その中核機能のひとつとして、FIESTA（Finite Element Structural Analysis for Assembly）[1]と呼ぶ組立構造物の構造解析コードを開発している。本報では、FIESTA にて新たに開発した膨大な計算資源を必要とするひずみエネルギー減衰計算結果の分析技術について報告する。

2. アブダクションによるデータ解析

2-1.　人間が考えるようなデータ解析（Cerebral Methodology）

Deep Learning に代表されるように、改めてニューラルネットワークによる人工知能技術は、見直されてきている。データ解析には演繹的な解析だけでなく、見落としや新たな発見を支援しうる帰納的な解析の二通りを具備すべきである。そこで、耐震性評価用 3 次元仮想震動台の一つの機能として、アブダクションによるデータ解析技術の研究開発を進めてきている。アブダクションとは人工物工学が提唱する仮説や法則、行為を導出する方法論である。

2-2. 可視化画像のデータ解析

動的解析においては時間変化にともない荷重も変化し、変形挙動も静的解析の場合と異なってくるため、時刻歴にともなう変形挙動を観察することは重要である。その観察手段として、アブダクションに基づくニューラルネットワークを用いた可視化画像解析によるデータ解析を検討する。

3. 結論

例えば、単純な問題で 0.2 秒程度の加振を与えた時刻歴応答解析を 0.05 秒刻みで実施すれば済むようなケースでも、100 個(ステップ)の慣性力を加味した応力解析結果ファイルが算出される。これら 100 個の可視化画像の類似性を、ニューラルネットワークを用いた画像解析手段で差異分析するデータ解析を行った。

参考文献

[1] Nakajima, Norihiro,et al., “Time domain response analysis for assembly by integrating components,” SMiRT-23 , 2015/08

---

*Norihiro Nakajima[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

原子力施設全体規模の地震時挙動解析に向けた要素毎有限要素接触解析手法: 固着問題での検証

An element-by-element Finite Element Contact Analysis Method toward Seismic Behavior Analyses of an Entire Nuclear Facility: Verification Using a Stick Problem

*鈴木 喜雄[1]

[1]原子力機構

原子力施設全体規模の地震時挙動解析に向けて実施した、要素毎有限要素接触解析手法の研究開発の成果について報告する。構造物に対し部品単位で不整合メッシュを用いてメッシュ生成した場合に、Lagrange 未定乗数法と Multiple Front 法を用いて省メモリかつ並列に解析可能な手法を提案し、提案手法の実装と固着問題での検証を実施した。

キーワード：有限要素法、接触解析、不整合メッシュ、Lagrange 未定乗数法、Multiple Front 法

1. 緒言

原子力施設における地震時の耐震裕度の定量的な把握に貢献するため、原子力施設全体規模の挙動解析（有限要素解析）技術の研究開発を進めている。有限要素法を用いて原子力施設のような複数部品で構成される大規模複雑構造物を解析する場合、一体的よりも部品単位でメッシュを作成する方が容易である。部品間の接触（特にスリップ）を考慮する場合、部品間の接触面でのメッシュ形状が一致している状態を維持したまま解析することは困難であるため、不整合メッシュ（部品間の接触面でのメッシュ形状が一致していないメッシュ）での解析になる。また、もともと各部品のメッシュを不整合メッシュで生成する方が整合メッシュで生成するよりも容易である。本研究開発の目的は、複数部品で構成される大規模複雑構造物の有限要素接触解析を整合メッシュのみならず不整合メッシュに対しても可能とすることである。そのために新たな手法を提案し、提案手法を実装したコードを開発し、第一ステップとして簡単な固着問題に適用してコードを検証する。

2. 提案手法

このような有限要素接触解析を可能とするため、剛体変位の取り扱い、接触拘束の厳密さ、求解の安定性向上、大規模問題への対応（省メモリかつ並列）を満たす手法が必要と考えた。そこで、提案手法では、まず、有限変形理論に基づく有限要素法をベースとし、接触解析には Lagrange 未定乗数法を用いることとした。Lagrange 未定乗数法は、接触拘束を厳密に扱える上、より安定に求解できる。ただし、解くべき方程式の係数行列が不定値になるため、行列解法には直接法を用いるほうがより安定な求解が期待できる。また、大規模問題への対応として、全体剛性行列を作成する必要なく部品単位で並列処理できるようにするため、Multiple Front 法[1]を用いることとし、Lagrange 未定乗数法を用いた場合でも、要素毎かつ並列に方程式を解けるようにすることを目指した。Multiple Front 法は、Frontal 法をベースに並列化された直接法であり、要素剛性行列が生成できれば要素毎かつ並列に方程式を解ける。接触面での節点上の境界変数をインタフェース行列[1]として扱うことでこれを可能としている。しかしながら、Lagrange 未定乗数法を用いると、全体剛性行列に対して新たな行列成分が追加された形の係数行列を用いることになるため、Multiple Front 法を用いるには工夫が必要となる。本研究では、Lagrange 未定乗数法を用いることにより新たに追加される行列成分を要素剛性行列生成と同時に組み入れるとともに、これらの成分を含む行と列をインタフェース行列として扱うことで、これを可能とした。

3. コード開発および検証

コード開発では、Computational Methods for Plasticity[2]に付属の有限要素法コード HYPLAS を 3D に拡張し、Lagrange 未定乗数法のアルゴリズムを追加した。Multiple Front 法には、hsl_mp42-2.0.0[3]を用い、改良した。固着問題には、不整合メッシュで作成された二つの立方体が衝突するモデルを用いた。一方の立方体の上面を押して移動させ、下方に固定されているもう一方の立方体に衝突させる。衝突後は一体の直方体となり、一体となった後も上面を押し続ける。解析の結果、開発したコードにより妥当な解が求まることを確認した。

参考文献

[1] “The use of multiple front in Gaussian elimination”, I. S. Duff and J.A. Scott, RAL-94-040 (1994).
[2] “Computational Methods for Plasticity; Theory and Applications”, E.A. de Souza Neto, D. Peric, and D. R. J. Owen (2008).
[3] HSL, a collection of Fortran codes for large-scale scientific computation, See http://www.hsl.rl.ac.jk/

---

*Yoshio Suzuki[1]

[1]JAEA

メニーコアプロセッサを用いた地盤-建物モデルに対する並列有限要素解析の性能評価

Performance Evaluation of Parallel FEA for Soil-structure Model using Many-core Processors

*森田　直樹[1]，高橋　容之[2]，橋本　学[1]，奥田　洋司[1]
[1]東京大学大学院，[2]鹿島建設株式会社

集積回路の消費電力などの観点から，Intel Xeon Phi (Knights Landing, NKL)に代表されるメニーコアプロセッサが搭載された計算機の利用が広がっており，今後の計算機設計の主流となると考えられる．本研究では, 大規模地盤-建屋モデルの並列有限要素解析に対し, NKL の並列計算性能を評価することを目的とする．

キーワード：並列有限要素法，共役勾配法，メニーコアプロセッサ

1. 緒言

重要構造物の構造安全性を高めるため，地震波に対する過渡応答を精度良く予測することは重要である．複雑な任意形状及び種々の非線形特性を考慮した応答が評価できる点で有限要素法が広く利用されている．

集積回路の消費電力や熱設計の観点から，Intel Xeon Phi（Knights Landing, NKL）に代表されるメニーコアプロセッサが搭載された計算機の利用が広がっており，今後の計算機設計の主流になるとが考えられる．

2. 前処理付き共役勾配法

有限要素解析は，正定値対称の疎行列をもつ連立一次方程式の求解に帰着し，線形ソルバ（特に疎行列ベクトル積, SpMV）が計算時間のほぼ全てを占める．また, 時間ステップ方向へ並列計算ができないため, 過渡応答を効率的に求める場合，１つの時間ステップの強スケーリング性能を向上させる必要がある．

3. メニーコアプロセッサを用いた数値例

数値例として, 地盤-建物モデルの数値解析を行う. 地盤-建物モデルは, 節点数 221,559, 要素数 232,391, 自由度数 664,667 であり，ソリッド要素とシェル要素が混在している．共役勾配法は，前処理として対角スケーリングを用いる. 使用計算機として, 最先端共同 HPC 基盤施設の Oakforest-PACS を利用する. Oakforest-PACS は，1 ノードあたり 1 つの Intel Xeon Phi 7250 が搭載されている．Intel Xeon Phi 7250 は，68 コア，理論演算性能 3.05 TFlops であり, メモリバンド幅の異なる 2 層のメモリ構造（DDR4, 96GB / MCDRAM, 16GB）をもつ．表 1 に，共役勾配法の計算時間の比較を示す．この数値例では，MPI プロセス数（=領域分割数）を変化させ，1000 反復あたりの測定時間を記載した．表 1 より， SpMV の速度向上率は良好であり，MPI プロセス数が 68 のとき，SpMV の速度向上率は 57.1 という結果が得られた．

表 1 共役勾配法の計算時間の比較（MPI フラット並列，OpenMP スレッド数=1，使用ノード数 1）

MPIプロセス数	1	2	4	8	16	32	68
CG法時間 [sec]	143.	74.8	38.0	19.1	9.68	5.11	2.88
SpMV時間 [sec]	130.	67.2	33.8	16.8	8.38	4.36	2.27
SpMVの速度向上率	1.00	1.93	3.85	7.73	15.5	29.8	57.1

*Naoki Morita[1], Yoshiyuki Takahashi[2] , Gaku Hashimoto[1] and Hiroshi Okuda[1]
[1]The University of Tokyo, [2]Kajima Corporation

ベイズ最適化手法を用いた動力学的破壊シミュレーションによる断層パラメータの推定

Estimation of the fault parameter of Kamishiro Earthquake using dynamic rupture simulation by Bayesian Optimization

*三橋　祐太[1,2]，橋本　学[2]，奥田　洋司[2]，内山　不二男[1]
[1]構造計画研究所，[2]東京大学

原子力発電所の敷地内に断層変位が生じた際の施設への影響の解明が喫緊の課題となっている．本研究では2014年に発生した神城断層地震を対象として，ベイズ最適化の手法を用いた動力学的破壊シミュレーションによる断層パラメータの推定を実施し，より精度の高い変位評価が可能となった．

キーワード：断層変位，動力学的破壊シミュレーション，有限要素法，ベイズ最適化

1. 緒言

原子力発電所の敷地内に断層変位が生じた際の施設への影響の解明が課題となっており，原子力学会でも「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会で議論が行われている．敷地内に断層変位が生じる可能性や変位量は評価が難しく，特に断層を特徴づける種々のパラメータは直接的な調査が不可能に近い．

2. 断層パラメータの推定解析

2-1. 解析モデル

筆者ら[1]は神城断層を対象としたシミュレーション解析を，並列有限要素解析コードFrontISTRによる動力学的破壊シミュレーションにより実施し，均質な断層モデルによりある程度観測記録を説明可能であることを示した．本検討では，断層の中で周囲に比べてより多くのエネルギーを放出するSMGA（強震動生成域）をモデル化した解析を実施した．

2-2. 探索手法

断層内のSMGAを円形と仮定し，SMGAの中心座標と半径をパラメータとして観測記録をよく表現できるSMGAの探索を実施した．観測記録と解析により得られた応答変位時刻歴との誤差を最小化するようなSMGAのモデルをベイズ最適化の手法により探索した．

2-3. 解析結果

SMGAを設定することで観測記録を説明できる断層モデルを構築した．探索により得られたSMGAは，まったく別の手法である経験的グリーン関数法により得られた池田ら[2]のSMGAの領域と整合的であり，本検討の結果の妥当性も合わせて確認した．

3. 結論

本研究により，地震時のより精度の高い断層変位評価が可能となった．

参考文献

[1] Yuta Mitsuhashi, Gaku Hashimoto, Hiroshi Okuda and Fujio Uchiyama, Fault Displacement Simulation Analysis of the Kamishiro Fault Earthquake in Nagano Prefecture Using the Parallel Finite Element Method, Model Design and Simulation Analysis, Communications in Computer and Information Science 603, pp. 102-109, 2016.

[2] 池田隆明，小長井一男，釜江克宏，佐藤京，髙瀬裕也，2014年長野県北部の地震の被害調査と震源のモデル化，土木学会論文集A1，Vol．72，No．4，pp.975-983，2016.

*Yuta Mitsuhashi[1,2], Gaku Hashimoto[2], Hiroshi Okuda[2], Fujio Uchiyama[1]
[1]KOZO KEIKAKU ENGINEERING Inc., [2]Univ. of Tokyo

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

[1G15-19] Numerical Analysis on Damage of Structure and Defect in Materials

Chair: Yoshio Suzuki (JAEA)

Mon. Mar 27, 2017 4:40 PM - 6:00 PM Room G (16-207 Building No.16)

[1G15] A Study for Evaluating Local Damage to Structures Subjected to Oblique Impact

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

4:40 PM - 4:55 PM

[1G16] A Study for Evaluating Local Damage to Structures Subjected to Oblique Impact

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

4:55 PM - 5:10 PM

[1G17] Study on local failure mechanism at high temperature by test and analysis

*Mizuki Yoshida[1], Takashi Sakaguchi[1], Shigeho Kubota[1], Takuya Satou[1], Naoto Kasahara[1] (1. The University of Tokyo graduate school)

5:10 PM - 5:25 PM

[1G18] MD simulations to evaluate stable configurations of vacancy-type defect clusters in Zirconium

*Yilun Hu[1], Kohei Doihara[1], Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3] (1. Department of Systems Innovation, the University of Tokyo, 2. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3. JAEA-CCSE)

5:25 PM - 5:40 PM

[1G19] MD simulations to evaluate effects of stacking fault energies on defect formation process in crystalline materials under neutron irradiation (2)

Daiki Nakanishi[2], Yingjuan Yang[2], Tomoya Kawabata[2], *Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[3] (1. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 2. Department of Engineering, the University of Tokyo, 3. JAEA-CCSE)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

斜め衝突による構造物の局部損傷評価に関する研究　その１：剛飛翔体の斜め衝突を受ける構造物の局部破壊評価に関する提案

A Study for Evaluating Local Damage to Structures Subjected to Oblique Impact. Part1: A Study of the local damage evaluation of structures subjected to oblique impact of rigid projectile.

*太田　良巳，西田　明美，坪田　張二
日本原子力研究開発機構

本論文では、垂直衝突に対する局部破壊評価式の既往斜め衝突実験結果への適用について検討し、得られた知見について報告する。

キーワード：斜め衝突，剛飛翔体，局部破壊，修正 NDRC 式

1. 緒言

飛翔体の衝突に伴う構造物の局部破壊については、その破壊様式に応じて多くの評価式が提案されている。既往の評価式は、構造物に対して垂直に衝突する実験から導かれた実験式が主であり、斜め衝突に関する研究はほとんど行われていないのが現状である。そこで本研究では、既往の実験結果に基づき斜め衝突に対する評価方法を提案することを目的とする。その１では、剛飛翔体の垂直衝突に対する既往評価式を補正して、斜め衝突による構造物の局部破壊を評価する方法の適用性について報告する。

2. 斜め衝突に伴う構造物の局部破壊について

2-1. 既往の実験および評価式

本稿では、Richard A.Beth らが報告している斜め衝突実験結果 [1]について検討する。実験は直径 5.7cm、質量 5.6kg の先端が鋭角な飛翔体を速度 200～600m/s の範囲でコンクリート圧縮強度約 45.5N/mm^2、板厚 48cm の板構造物に衝突させている。その際の衝突角度は 0°（垂直衝突）および 20°である。検討には、修正 NDRC 式 [2]を用いた。

2-2. 修正 NDRC 式の補正

筆者は、これまで既往の局部破壊評価式である修正 NDRC 式を補正して斜め衝突による構造物の表面破壊深さを評価する方法 [3]を提案してきた。**図 1** に表面破壊深さの定義を示す。提案した手法は、修正 NDRC 式のパラメータである速度および直径を衝突角度で補正し、さらに斜め衝突による飛翔体の跳飛やすべり等を考慮した係数を掛け合わせる。本手法については、これまで直径 3.7cm、質量 0.77kg の飛翔体について衝突角度 0°、11°、20°、28°、35°において、その適用性が確認されている。本稿では、筆者が提案した手法が様々な飛翔体に対する、その適用性について検討した。補正手法を 2-1 で示した実験結果に適用したときの結果を**図 2** に示す。衝突角度 0°において、修正 NDRC 式による評価結果と実験結果には良い相関が見られた。また、筆者が提案する速度および直径の補正、跳飛やすべり等の影響を考慮した場合の評価は実験結果と良い相関が認められた。

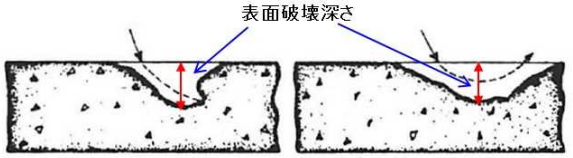


図 1　表面破壊深さの定義（文献[1]に加筆）

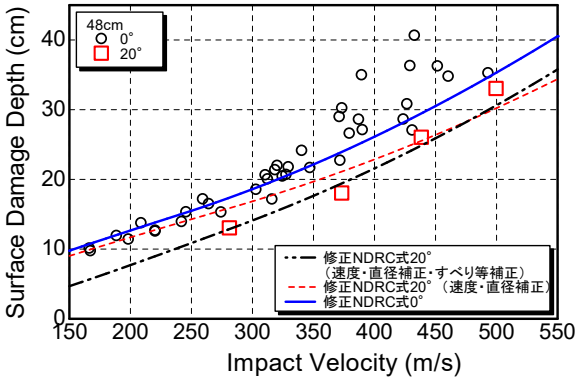


図 2　衝突角度 0°および 20°における表面破壊深さと衝突速度の関係

3. 結論

衝突速度および直径を衝突角度で補正する事に加え、飛翔体の跳飛やすべり等の影響を考慮することにより、既往の局部評価式を斜め衝突評価に用いることができる可能性が示された。今後は、飛翔体と構造物の接触時間の検討や飛翔体の先端形状について、さらに検討していく必要がある。

参考文献

1)　Richard A.Beth, J.Gordon Stipe　：Penetration and Explosion Test on Concrete Slabs, 1943.
2)　R.P.Kennedy：A review of procedures for the analysis and design of concrete structures to resist missile impact effects, Nuclear engineering and design, 37, pp.183-203, 1976.
3)　太田良巳，西田明美，坪田張二：斜め衝突による表面破壊深さ評価に係る一考察，土木学会，構造工学論文集 Vol.63A(2017 年 3 月)投稿中

*Yoshimi OHTA, Akemi NISHIDA and Haruji TSUBOTA
Japan Atomic Energy Agency（JAEA）

斜め衝突による構造物の局部損傷評価に関する研究
－その２：柔飛翔体の貫通現象の検討－

A Study for Evaluating Local Damage to Structures Subjected to Oblique Impact.
-Part 2: Analytical study on perforation damage caused by oblique impact of soft projectiles-.

*坪田　張二，太田　良巳，西田　明美
日本原子力研究開発機構

本稿では、柔飛翔体の斜め衝突による数値シミュレーションを様々な衝突角度および衝突速度で実施し、得られた知見について報告する。
キーワード：柔飛翔体、局部破壊、斜め衝突、数値シミュレーション

1. 緒言
飛翔体の衝突に伴う構造物の局部破壊については、その破壊様式に応じて多くの評価式が提案されている。既往の評価式は、構造物に対して垂直に衝突する実験から導かれた実験式が主であり、斜め衝突に関する研究はほとんど行われていないのが現状である。本稿では数値シミュレーション解析を用いて、柔飛翔体の斜め衝突による貫通現象を様々な衝突角度および衝突速度で実施し、得られた知見について述べる。

2. シミュレーション解析概要
本稿で用いる飛翔体（Projectile）は図１に示す文献[1]で用いた飛翔体と形状・寸法・使用材料およびFEM Model 等すべて同じ柔飛翔体である。試験体（Target）は 1.5m×1.5m の RC 版で、版厚は飛翔体が貫通するように 80mm とした。試験体の支持条件・材料物性・FEM Model・解析手法等は文献[1]で用いたものと同じである。解析では、衝突速度を103m/s、150m/s、215m/s、衝突角度を 0°（垂直）、15°、30°、45°と変化させて解析を実施した。

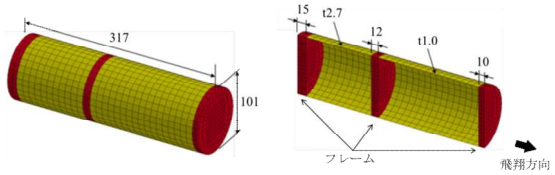


図１　飛翔体モデルの形状および寸法（単位：mm）

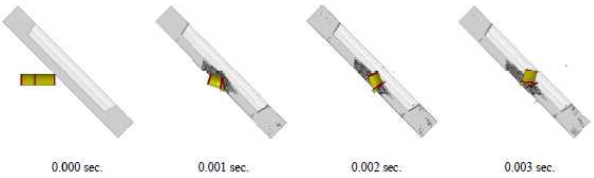


図２　45 度斜め衝突の場合の貫通状況

3. 解析結果
図２に 45 度衝突の場合の貫通状況を示す。垂直衝突の場合、飛翔体は試験体に垂直（水平）に衝突し、貫通後もほぼ同じ姿勢を保持するが、45 度の斜め衝突の場合では飛翔体は貫通時に回転運動が生じる。

図３に衝突速度が 215m/s の場合の、飛翔体の最後部のフレーム位置における速度履歴を示す。本図に示すように、衝突速度が 215m/s の場合すべての衝突角度において飛翔体は試験体を貫通したが、衝突角度が増加するに従い、飛翔体の貫通後の残留速度は減少する傾向が確認できる。

表１に衝突速度および衝突角度を変化させたときの試験体の損傷状況を示す。本表に示すように、衝突角度が大きくなるに従い試験体の損傷は小さくなる。この結果より、斜め衝突の場合では、垂直衝突の場合よりも貫通限界厚さ・裏面剥離限界厚さが低減可能であることが示唆される。

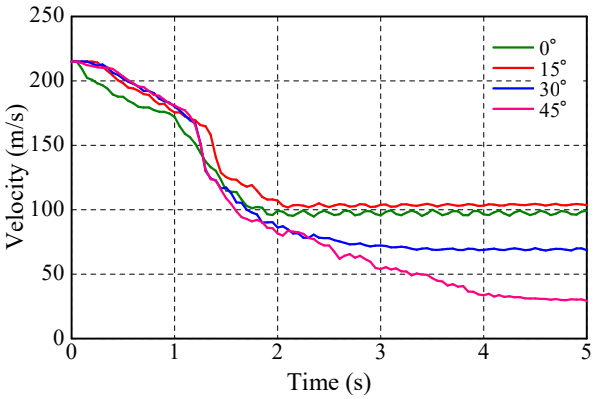


図３　飛翔体の速度履歴

表１　板構造の損傷状況

速度 / 角度	103 m/s	150 m/s	215 m/s
0°	明瞭な損傷なし	貫通	貫通
15°	明瞭な損傷なし	貫入・裏面剥離	貫通
30°	明瞭な損傷なし	貫入・裏面剥離	貫通
45°	明瞭な損傷なし	貫入	貫通

4. 結論
柔飛翔体の斜め衝突による数値シミュレーションを実施し、貫通限界厚さや裏面剥離限界厚さ等に関する知見を得た。

参考文献
[1] 西田、他２名、斜め衝突を受ける RC 版の局部損傷評価手法に関する研究-柔飛翔体の衝突による貫通現象の検討-、日本原子力学会 2016 秋の大会、2016.

* Haruji TSUBOTA, Yoshimi OHTA and Akemi NISHIDA
Japan Atomic Energy Agency（JAEA）

試験と解析による高温における局部破損メカニズムに関する検討

Study on local failure mechanism at high temperature by test and analysis

*吉田 瑞城[1]、坂口 貴史[1]、窪田 穣穂[1]、佐藤 拓哉[1]、笠原 直人[1]
[1]東京大学大学院

構造不連続部において発生の可能性が指摘されている局部破損のメカニズムは未だ十分には解明されていない。本研究では、塑性条件下で提案した破壊曲面のクリープ条件への拡張法を検討した。

キーワード：局部破損、延性破壊、弾塑性、クリープ

1. **序論**　高温高圧状態における原子炉構造物の構造不連続部では、内圧に対する破損モードとして局部破損の可能性が指摘されている。しかし、現在の原子力機器の設計基準では局部破損を想定モードに含むことができていない。本研究では、これまでの研究によって示された塑性条件下における局部破損と延性破断を評価する破壊曲面[1]をクリープ条件に拡張するための検討を行う。

2. **塑性条件下における破壊曲面**　弾塑性条件下の局部破損に対する限界ひずみ評価式として以下のような式[2]が規格化されている。$\varepsilon_{Lm} = \varepsilon_{Lu} \cdot exp\left[-\left(\frac{\alpha_{sl}}{1+m_2}\right)\left(Tr-\frac{1}{3}\right)\right]$

α_{sl}:金属ごとに定まる定数　m_2:金属ごとに定まる定数　ε_{Lm}:多軸状態での限界ひずみ
ε_{Lu}:単軸状態での限界ひずみ　Tr:3 軸応力度（静水圧応力／ミーゼス応力）
この式をもとに、ある 3 軸応力度から多軸状態での限界ひずみを求め、図 1 に示す応力－ひずみ線図からその時の応力を導き、その応力と 3 軸応力度からその時の静水圧応力を導出するといった形で図 2 に示すような破壊曲面を作る。

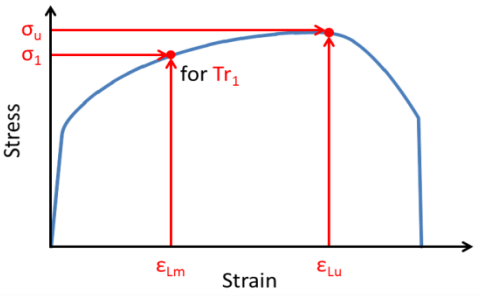


Fig.1 Stress-strain curve

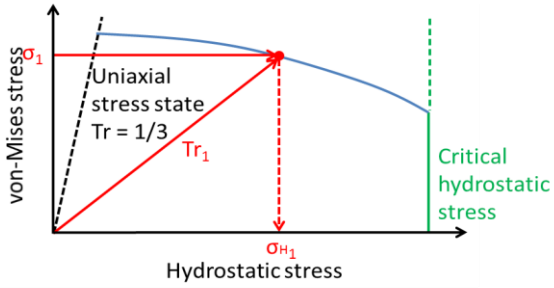


Fig.2 Fracture surface in plastic state

3. **クリープ条件下における破壊曲面の検討**　応力－ひずみ線図を等時応力－ひずみ線図[3]に変更することにより、破壊曲面をクリープ条件に拡張する。あるひずみと Tr において、時間が経過するほど応力が低下することから、クリープ条件下における破壊曲面は図 3 のように内側に向かっていくと考えられる。同様に温度が高いほど応力が低下するので、破壊曲面は内側に向かっていくと考えられる。今後、実験と解析により検証していく予定である。

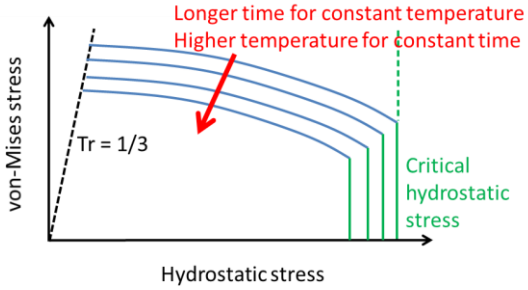


Fig.3 Prediction of fracture surface in creep state

参考文献

[1] 窪田譲穂,小木曽慎,佐藤拓哉,笠原直人，極限荷重に対する原子炉構造物の破損メカニズム解明と破局的破壊防止策 (13)試験と解析による局部破損メカニズムに関する研究，原子力学会，春の年会, 1B02
[2] David A. Osage, P.E., “ASME Section VIII-Division2 Criteria and Commentary”, The Equity Engineering Group, Inc., (2009)
[3] ASME Boiler and Pressure Vessel Code, SecⅢ. NH Class 1 Components in Elevated Temperature Service, (2010)

*Mizuki Yoshida[1], Takashi Sakaguchi[1] , Shigeho Kubota[1], Takuya Satou[1] and Naoto Kasahara[1]　[1]Tokyo Univ.

MD Simulations to Evaluate Stable Configurations of Vacancy-type-Defect clusters in Zirconium

*Yilun Hu [1], Kohei Doihara [1], Sho Hayakawa [1], Taira Okita [2], Mitsuhiro Itakura [3]

[1] School of Engineering, the University of Tokyo, [2] Research into Artifacts, Center for Engineering, The University of Tokyo, [3] Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency

The formation energies of vacancy aggregations containing 19-397 vacancies in zirconium are derived by molecular dynamics simulations to evaluate their stable configuration. In most cases, the formation energy of c-type dislocation loop is lower than that of a vacancy cluster, while the opposite trend is found in the smallest aggregation.

Keywords: fuel cladding, c-component dislocation loop, vacancy cluster, formation energy

1. Introduction

One of the most concerning issues of zirconium alloys, when they are used as the fuel cladding material in light water reactors, is that the amount of the hydrogen absorbed in Zirconium increases significantly after a certain period of irradiation time [1]. The possible reason is considered to be the formation of c-component vacancy dislocation loop, the density of which is also increased after a certain period of time. The present simulation aims at evaluating the formation mechanisms of the loops at the atomic scale.

2. Calculation Method

The MD simulations with lammps code are conducted by using the Mendelev potential [2] or Sheng potential. Initially, a cluster containing 19-397 vacancies is inserted into the cell with X [1,-1,0,0] 30 nm x Y[1,1,-2,0] 30nm x Z[0,0,0,1] 30 nm. A c-type dislocation loop is generated by either of the following relaxation methods; annealing at 600K for 20ps and quench for 20ps, or minimization of the cell. Then, the formation energy is compared between the loop or the cluster at each number of vacancies.

3. Results and Observations

Figure 1 show the morphologies of vacancy aggregations. It is clearly seen that a dislocation loop is formed by collapse of the vacancy aggregation, a process which accompanies the formation of stacking fault. Figure 2 shows the formation energy as a function of the number of vacancies comprised in the aggregation. It is possible to mention that the cluster is more stable for 19-vacancy aggregation, while the loop becomes preferable at the larger size. The results imply that the conversion from a cluster to a loop occurs when the vacancy aggregation becomes a certain size Nv ($19 \leq N\text{v} \leq 37$).

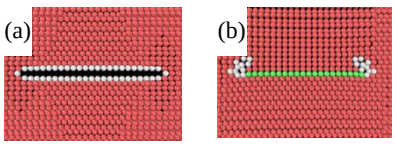


Fig.1 Morphology of (a) vacancy cluster, and (b) c-type dislocation loop

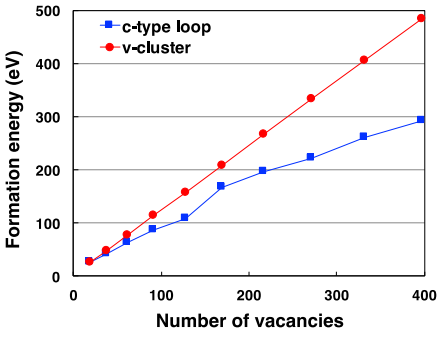


Fig.2 Formation energy as a function of the number of vacancies

Acknowledgements : This paper includes results of the program "Development of Innovative Resource-renewable Boiling Water Reactor a High Performance Transuranium Burner, supported by MEXT.

References

[1] A.V. Barashev et al., J. Nucl. Mater. 461 (2015) 85.

[2] M.I. Mendelev et al., Phil. Mag. Lett. 87 (2007) 349.

[3] https://sites.google.com/site/eampotentials/Home/zr

MD 法による中性子照射下結晶欠陥形成過程に及ぼす材料物性の影響 (2)

MD simulations to evaluate effects of stacking fault energies on defect formation process in crystalline materials under neutron irradiation (2)

中西 大貴[1]，Yang Yingjuan[1]，川畑 友弥[1]，*沖田 泰良[2]，板倉 充洋[3]

[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]東京大学人工物工学研究センター，[3]日本原子力研究開発機構

面心立方金属を対象として，中性子照射下での結晶欠陥形成，及びその積層欠陥エネルギー（SFE）の影響を分子動力学法により定量化した．計算対象とした全ての温度で，欠陥集合体の形態は準静的エネルギー計算を反映し SFE によって異なる一方，欠陥形成数は SFE に依存しないことが明らかとなった．

キーワード：カスケード損傷，積層欠陥エネルギー，照射欠陥，オーステナイト鋼，原子力材料

1. 緒言

軽水炉炉内構造材料として広く使用されるオーステナイト鋼は，積層欠陥エネルギー（SFE）が最も低い面心立方（FCC）金属の一つである．本研究では，SFE のみ異なる複数の原子間ポテンシャル[1]を用いた MD 計算を行い，中性子照射環境で供されるオーステナイト鋼の結晶欠陥形成での特徴を解明した．

2. 計算手法

本研究では，SFE が 14.6～186.5 mJ/m^2 と異なる一方，その他の物性値は極力一定に設定した 6 つの FCC 金属原子間ポテンシャルを用いて計算を行った [1]．一次はじき出しエネルギー（PKA エネルギー，E_{PKA}）を 1 ~ 50 keV，計算セル内原子数を 6.0 x 10^4 (E_{PKA} = 1 keV) ~ 1.1 x 10^7 (E_{PKA} = 50 keV)，初期温度を既往研究の 100 K [2]に加え 300 K, 600 K に設定し，NVE アンサンブルにて 50～100 ps までの計算を行った．各条件で 25～40 回の繰返し計算を行い，結晶欠陥形成数，及び欠陥集合体の形態に及ぼす SFE の影響を明らかにした．

3. 結論

図 1 には E_{PKA} = 50 keV における残存欠陥数（N_F）の SFE 依存性を示す．N_F は NRT モデルで計算される理論値 [3]の約 15～30 %であり，温度とともに減少する傾向にあることが明らかとなった．一方，50 keV を含む全ての E_{PKA} に於いて，N_F の SFE 依存性は見られなかった．特に E_{PKA} = 50 keV では，欠陥集合体の形成率が高く且つ比較的大きな集合体も形成するため，準静的エネルギー計算を反映し，低 SFE では積層欠陥を内包する欠陥集合体が多く形成する．しかし，このような条件下に於いても，N_F には SFE の影響が観察されないことが明らかとなった．

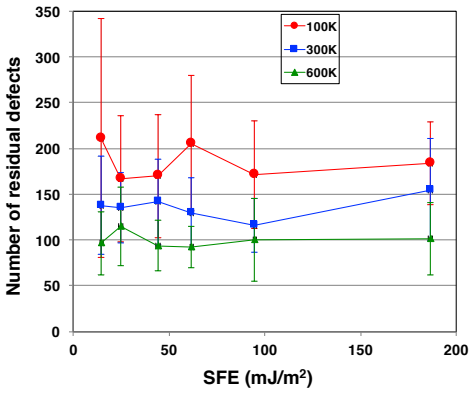


図 1 EPKA = 50 keV における残存欠陥数の SFE 依存性

謝辞：本研究は文部科学省平成 28 年度エネルギー対策特別会計委託事業「高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発」の成果を含む．

参考文献

[1] V. Borovikov et al., Modelling Simukl. Mater. Sci. Eng. 23 (2015) 055003

[2] 沖田泰良他，日本原子力学会 2016 年秋の大会

[3] M.J. Norgett et al., Nucl, Eng. Des. 33 (1975) 50.

Daiki Nakanishi[1], Yingjuan Yang[1], Tomoya Kawabata[1], *Taira Okita [2] and Mitsuhiro Itakura[3]

[1]School of Engineering, the University of Tokyo, [2]Research into Artifacts, Center of Engineering, the University of Tokyo, [3]Japan Atomic Energy Agency

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

[1H01-03] Engineered Barrier System

Chair: Masato Kobayashi (RWMC)

Mon. Mar 27, 2017 11:10 AM - 12:00 PM Room H (16-303 Building No.16)

[1H01] Deposition behavior evaluation of supersaturated silicic acid on illite, considering the alternation of backfill material

*Shinya Oyama[1], Tsuyoshi Sasagawa[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku University, Graduate School of Engineering, Department of Quantum Science and Energy Engineering)

11:10 AM - 11:25 AM

[1H02] Study on the interactions between bentonite buffer material and high alkaline groundwater during the reflooding phase

*Shun IINUMA[1], Shingo TANAKA[2], Naoko WATANABE[2], Tamotsu KOZAKI[2] (1. School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University)

11:25 AM - 11:40 AM

[1H03] Study on the Applicability of Cast Steel Overpack - Full-scale Demonstration of Manufacturability -

*Yusuke Ogawa[1], Satoru Suzuki[1], Kazuhisa Yamashina[1], Shigeru Kubota[1], Tomoya Shinozaki[2], Osamu Kato[2] (1. NUMO, 2. KOBELCO)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

埋め戻し材の変質を考慮したイライトへの過飽和ケイ酸の析出挙動の評価

Deposition behavior evaluation of supersaturated silicic acid on illite,
considering the alternation of backfill material

*小山　伸也[1]，笹川　剛[1]，千田　太詩[1]，新堀　雄一[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では，坑道の埋め戻し材として使用されるベントナイトの変質鉱物の 1 つである，イライトへの過飽和ケイ酸の析出挙動を明らかにすることにより，埋め戻し部の核種移行抑制の可能性を検討した．その結果，イライトへの過飽和ケイ酸の有意な析出を確認し，見かけの析出速度定数を得た．

キーワード：イライト，過飽和ケイ酸，析出，埋め戻し材，地層処分

1. 緒言　地層処分に使用されるベントナイトは膨潤性や低透水性に優れた粘土鉱物であり，長期にわたり廃棄体と地下水との接触を抑制する効果が期待されている．しかし，廃棄体によって熱せられた地下水との反応によるイライト化変質が起こると，膨潤性が失われ透水性が高くなり，緩衝材としての機能を損なうことが懸念されている．また，地層処分場の建設には多量のセメント系材料が使用されるため周辺の地下水は高 pH となり，処分場近傍とその下流の間には pH 勾配が形成される．高 pH 下では多量のケイ酸塩鉱物が溶解し，下流では過飽和となる．過飽和ケイ酸が固相に析出することによって，流路を閉塞し，核種移行を抑制する効果が期待される．本研究では，過飽和ケイ酸のイライトへの析出速度より，見かけの析出速度定数を評価し，埋め戻し部におけるイライトの流路閉塞効果について検討した．

2. 実験　本実験ではイライト試料としてグリーンイライト(オレンジフラワー社製)を使用した．パラメータはケイ酸溶液の初期過飽和濃度(4，6，8mM)と添加するイライト粉末量(0.5，1.0，1.5，2.5，5.0，7.5g)とし，溶液温度は 25℃，体積は 250 mL とした．まず，ケイ酸ナトリウム溶液(pH 10 以上)を所定濃度となるように希釈し，固相試料，pH 緩衝液，硝酸の順に添加することによって pH 8 に調整し，液相中のケイ酸を過飽和の状態とした. 硝酸を添加した時点を実験開始とし, それ以降所定の時間ごとにサンプリングを行い, 0.45 μm メンブレンフィルターを用いて固液分離した．そして，液相中のケイ酸濃度を ICP-AES を用いて定量し，固相へ析出したケイ酸量を得た．また，初期(0～40min)の析出挙動より過飽和ケイ酸のイライトへの析出速度を求め，初期過飽和濃度ごとの見かけの析出速度定数を評価した．

3. 結果・考察　本実験系におけるケイ酸の状態は，水溶性ケイ酸，コロイド状ケイ酸，固相への析出に区別される．図 1 に実験結果の一例を示す．見かけの析出速度定数は初期過飽和濃度 4 mM において1.34×10^{-9}m/s，6 mM において1.41×10^{-9}m/s，8 mM において1.13×10^{-9}m/sと見積もられた. 既往研究において，Na 型ベントナイトへの見かけの析出速度定数は初期過飽和濃度 1～10mM に対して$1.38 \sim 2.81 \times 10^{-11}$m/sと評価されており[1], 本実験では 2 桁大きな値が得られた．これは，Na 型ベントナイトと比較しイライトは，埋め戻し部の流路をケイ酸析出により狭める効果が大きい可能性を示唆する．

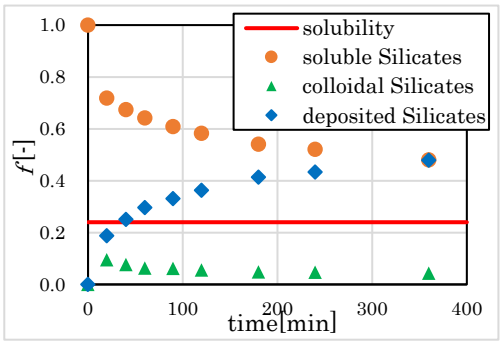


図 1　実験結果(初期過飽和濃度 6mM,固相量 5g)

参考文献[1] 笹川ら，Na 型ベントナイトへの過飽和ケイ酸の析出挙動，日本原子力学会「秋の大会」2D16，2016

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金 若手研究(B)16K18345 に拠った．ここに記して謝意を表す．

*Shinya Oyama[1]，Tsuyoshi Sasagawa[1]，Taiji Chida[1]，Yuichi Niibori[1]
[1]Graduate school of Engineering，Tohoku University

ベントナイト緩衝材の再冠水時における高アルカリ地下水との相互作用に関する研究

Study on the interactions between bentonite buffer material and high alkaline groundwater during the reflooding phase

*飯沼 駿[1]、田中 真悟[2]、渡邊 直子[2]、小崎 完[2]
[1]北海道大学 工学部、[2]北海道大学大学院 工学研究院

あらかじめベントナイトと反応させた高アルカリ溶液を用いて、乾燥状態のベントナイト試料に対する透水試験を行い、溶存イオンが透水性および化学的緩衝性に及ぼす影響について検討した。

キーワード：地層処分、再冠水、ベントナイト緩衝材、高アルカリ地下水

1.緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分において、セメント系材料との接触により高アルカリ化した地下水が再冠水時にベントナイト緩衝材に浸透し、オーバーパックの腐食挙動に影響を与える懸念がある。

本研究では、あらかじめ粉末ベントナイトと接触させることで、イオンを溶出させた NaOH 溶液を、乾燥状態の圧縮成型ベントナイトに透水させた際の、透水係数および透過液の化学組成の経時変化を調べることで、高アルカリ性地下水との相互作用による緩衝材の変質機構を検討した。

2.実験

固相試料は、天然ベントナイト(クニミネ工業株式会社クニゲル V1)とケイ砂を質量比 7:3 で混合したものである。透水試験では、これを 50mmφ×10mm サイズに乾燥密度 1.6Mg/m^3 となるように圧縮成型し、加圧定水位法により透水溶液を透過させた。透過液は所定時間ごとにフラクションコレクターによって採取し、透過液量を求めるとともに、pH および元素(Al、Ca、Mg、Na、Si)濃度を定量した。

なお、透水溶液は固相試料と NaOH 溶液を固液比 1:10 で反応させた後、遠心分離により固液分離を行うことで得た。NaOH 濃度は 0.3M または 0.5M とし、反応時間は 3 週間または 4 週間とした。

3.結果・考察

透水溶液調製時の pH は、反応開始後 2 週目までは減少し、それ以降は増加傾向を示した。一方、液相の Al 濃度は 2～3 週目を境に増加から減少傾向に転じたことから、2 週目以降においてはアルカリによる溶解よりも二次鉱物の析出が卓越したことが示唆された。表 1 に透水溶液の pH および溶存イオン濃度を示す。

これらの溶液を用いて行った透水試験のうち、0.3M の場合の透水係数の経時変化を図 1 に示す。透水溶液中の溶存 Al 濃度の最も高い溶液 A の場合は、透水係数が 3 種類の中で最も低くなり、また、時間とともに徐々に減少する傾向にあったことから、二次鉱物の析出が透水挙動に支配的な影響を与えたことが示唆された。一方で、Al 濃度が減少に転じた溶液 B では、透水係数が最も高い値を示した。これは、透水溶液の pH、溶存 Al 濃度、溶存 Na 濃度などの変化による、溶解反応、析出反応、透水性の変化などの様々な要因が複合的に影響を与えた結果であると考えられる。

表 1　透水試験前の溶液組成

NaOH濃度と固相試料との反応期間	透水試験前のpHと元素濃度(mg/L)					
	pH	Al	Ca	Mg	Na	Si
0.3M, 3週間(溶液A)	13.1	7.0	1.6	0.1	7.4×10^3	1.3×10^2
0.3M, 4週間(溶液B)	13.3	2.5	1.0	-	4.4×10^3	1.3×10^2
0.5M, 3週間	13.2	10.6	2.0	0.1	1.2×10^4	1.6×10^2
0.5M, 4週間	13.4	7.3	2.2	-	1.0×10^4	1.8×10^2

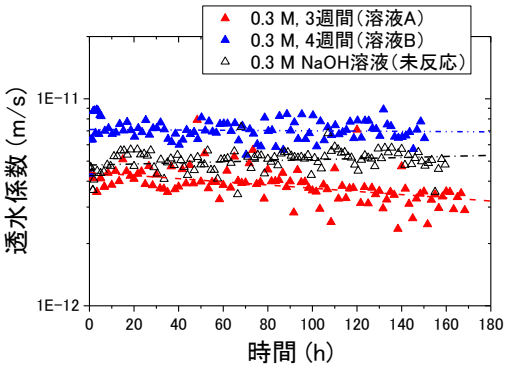


図1　透水係数の経時変化

*Shun Iinuma[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2]
[1]School of Engineering, Hokkaido University, [2]Faculty of Engineering, Hokkaido University

鋳鋼製オーバーパックの適用性に関する実証的検討
～実規模での試作による製作性の評価～

Study on the Applicability of Cast Steel Overpack - Full-scale Demonstration of Manufacturability -

*小川 裕輔[1]，鈴木 覚[1]，山品 和久[1]，窪田 茂[1]，篠崎 智也[2]，加藤 修[2]
[1]原子力発電環境整備機構（NUMO），[2]株式会社神戸製鋼所

NUMO では、現在、鋳鋼製オーバーパックの適用性に関する実証的検討を進めている。本報告では、鋳鋼製オーバーパックの適用性を評価するために検討を進めている技術開発計画、また検討の途中経過として実規模で実施した鋳鋼製オーバーパックの試作結果を紹介する。

キーワード：高レベル放射性廃棄物，地層処分，オーバーパック，炭素鋼，鋳鋼

1. 背景

炭素鋼オーバーパックの候補材料として、鍛鋼や鋳鋼などが考えられる。現在、オーバーパックは、これまで鍛鋼製品をレファレンスとして技術開発が行われているが、今後、オーバーパックの材料を選定するにあたり、経済的合理性も考慮し、鋳鋼製品についても、一定期間の閉じ込め機能をはじめとして、工学的実現性などの要件を満たすことができることを確認する必要があると考えた。そこで、鋳鋼製オーバーパックの適用性に関する実証的検討を 2016 年度より開始した。

2. 鋳鋼製オーバーパックの適用性評価に向けた技術開発計画

鋳鋼製オーバーパックの適用性評価に向けた技術開発は以下のように進める計画である。

2-1. 製作性

鋳鋼品は、その製造方法に起因して、引け巣等の鋳造欠陥が発生する可能性、また化学成分・金属組織が不均質となる可能性があり、それらがオーバーパックの閉じ込め機能に及ぼす影響を考慮する必要がある。そこで、実規模の鋳鋼製オーバーパックを試作し、鋳造欠陥や化学成分・金属組織の不均質さの特性を把握する。

2-2. 耐食性

オーバーパックの腐食試験は、これまで鍛鋼や圧延鋼を中心に行われていたため、鋳鋼の腐食試験データを取得する。鋳鋼品は、鍛鋼品に比べ、化学成分や金属組織が不均質となる可能性があるため、これらの耐食性に与える影響を調べることとした。耐食性試験としては、不動態化特性や腐食速度、応力腐食割れ感受性の評価等を目的とした各種室内腐食試験を実施する。また、国際共同研究として海外の地下研究施設を利用した長期原位置腐食試験も計画している。

2-3. 溶接性

基盤研究開発では、鍛鋼を対象として、TIG 及び電子ビーム溶接技術の適用性評価がすでに行われている[1]ため、鋳鋼においても溶接試験による溶接性の評価を実施する。溶接試験では、溶接欠陥の発生の有無、溶接部の機械的強度を評価し、溶接性が鍛鋼と比較して著しく劣らないことを確認する。

2-4. 経済的合理性

鋳鋼製オーバーパック試作の実績に基づき、鋳鋼製品と鍛鋼製品の製造コストを比較する。

3. 進捗状況と今後の計画

鋳鋼製オーバーパックの鋼種は、溶接性を考慮して JIS G 5102 溶接構造用鋳鋼品（SCW 材）の中から、SCW410 を選定した。その理由は、当該材料の機械的強度にて、十分に構造健全性を確保でき、かつ水素脆化や溶接割れを考慮した場合、低強度鋼が比較的有利になるためである。これまでに鋳鋼製実規模オーバーパックの製作が完了した（図 1）。今後、試作品を用いて溶接試験を実施するとともに、鋳造欠陥の有無や分布、化学成分・金属組織を調べた上で、複数の部位から試験片を作成し、これらの特性の耐食性や力学特性に対する影響を評価する。

図 1 試作した鋳鋼製オーバーパック

参考文献

[1] 原子力環境整備促進・資金管理センター（2013）：平成 24 年度 地層処分技術調査等事業 高レベル放射性廃棄物処分関連 処分システム工学要素技術高度化開発 報告書（第 1 分冊）―遠隔操作技術高度化開発―.

*Yusuke Ogawa[1], Satoru Suzuki[1], Kazuhisa Yamashina[1], Shigeru Kubota[1], Tomoya Shinozaki[2] and Osamu Kato[2]
[1]Nuclear Waste Management Organization of Japan, [2]Kobe Steel Ltd.

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

[1H04-08] Radionuclide Inventory / Chemical Form

Chair: Takumi Saito (Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 27, 2017 2:45 PM - 4:05 PM Room H (16-303 Building No.16)

[1H04] Determination of ^{107}Pd in Pd recovered from spent nuclear fuel solution by laser induced photoreduction

*Shiho ASAI[1], Takumi Yomogida[1], Morihisa Saeki[2], Hironori Ohba[2], Yukiko Hanzawa[1], Takuma Horita[1], Yoshihiro Kitatsuji[1] （1. JAEA, 2. QST）

2:45 PM - 3:00 PM

[1H05] Study on analysis mathod of the palladium-107 in radioactive waste collected from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yoshiyuki Sato[1,2], Takahito Tokunaga[1,2], Satoru Numayama[1,2], Kiwamu Tanaka[1,2], Takashi Ueno[1,2], Ken-ichiro Ishimori[1,2], Yutaka Kameo[1,2] （1. JAEA, 2. IRID）

3:00 PM - 3:15 PM

[1H06] Investigation of the existence form of C-14 in PWR

*Yoshihiro Sema[1], Naoyuki Tamura[1], Takashi kozawa[1] （1. SAFETY ASSESSMENT GROUP DEVELOPMENT and ENGINEERING DEPT. RADIOACTIVE WASTE DISPOSAL BUSINESS DIVISION JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED）

3:15 PM - 3:30 PM

[1H07] Investigation of the existence form of C-14 in PWR

*Kotaro Nakata[1], Michihiko Hironaga[1], Daisuke Minato[1], Kenichiro Kino[2], Akira Sakashita[3], Koichiro Takao[4], Tetsuo Sakakihara[5] （1. CRIEPI, 2. NDC, 3. MHI, 4. Tokyo Tech, 5. SHIKOKU ELECTRIC POWER CO INC）

3:30 PM - 3:45 PM

[1H08] Investigation of the existence form of C-14 in PWR

*Kenichiro Kino[1], Akira Sakashita[2], Koutaro Nakata[3], Shintaro Tsuji[4], Toshikazu Waki[4] （1. Nucler Development Corporation, 2. Mitsubishi Heavy Industries,LTD, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry, 4. Kansai Electric Power Co,INC）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

レーザー誘起光還元法により使用済燃料から回収した Pd 中 ^{107}Pd の定量

Determination of ^{107}Pd in Pd recovered from spent nuclear fuel solution by laser induced photoreduction

*浅井 志保[1]，蓬田 匠[1]，佐伯 盛久[2]，大場 弘則[2]，半澤 有希子[1]，堀田 拓摩[1]，北辻 章浩[1]
[1]原子力機構，[2]量研機構

使用済燃料溶解液にパルスレーザーを照射して Pd^{2+} を選択的に還元し沈殿として回収した。得られた Pd 沈殿を溶解して誘導結合プラズマ質量分析計（ICP-MS）によって測定し、使用済燃料中に存在する長寿命核種 ^{107}Pd を世界で初めて定量した。

キーワード：^{107}Pd、パルスレーザー、光還元、沈殿分離、使用済燃料、ICP-MS

1. 緒言

^{107}Pd は、高レベル放射性廃棄物（HLW）中に存在する長寿命核種の 1 つ（半減期 : 約 650 万年）であり、HLW における長期的な安全評価の対象核種とされている。このため、HLW 中の ^{107}Pd 存在量を正確に把握する必要があるが、高濃度の放射能を含む HLW から効率的に Pd を回収することが難しく、^{107}Pd の存在量は未評価となっている。そこで本研究ではレーザー誘起光還元法に基づく遠隔分離法に着目し、分離操作中の被ばく低減を目指した。ここでは HLW の発生元である使用済燃料の溶解液を用いて、レーザー誘起光還元法の適用性を確認するとともに実際に ^{107}Pd の存在量を算出した。

2. 実験

2-1 使用済燃料試料の調製　PWR 使用済燃料ペレット（44.9 G W/t、取出し後 10,257 日）1 個分を 4 M 硝酸で溶解し、0.4 mg-U/mL となるように 7 M 硝酸で希釈した。なお、不溶解残渣はろ過してろ液のみ使用した。

2-2 レーザー誘起光還元による Pd 沈殿の生成と回収　Pd 標準液 0.05 mL（天然同位体組成、190 µg/mL、7 M 硝酸溶液）を使用済燃料溶解液 0.16 mL に混合し、石英セルに添加した。つぎに、純水およびエタノールをそれぞれ 1.8 mL および 1.3 mL 加えて密閉し、パルスレーザー（Nd: YAG 355 nm, 10 Hz, 100 mJ）を 20 分間照射した。還元反応により生成した Pd 沈殿は遠心分離によって回収し 0.5 M 硝酸で洗浄後、0.05 mL の王水で再溶解した。得られた溶液をさらに 1 M 塩酸で希釈して ICP-MS 測定溶液とした（図 1）。

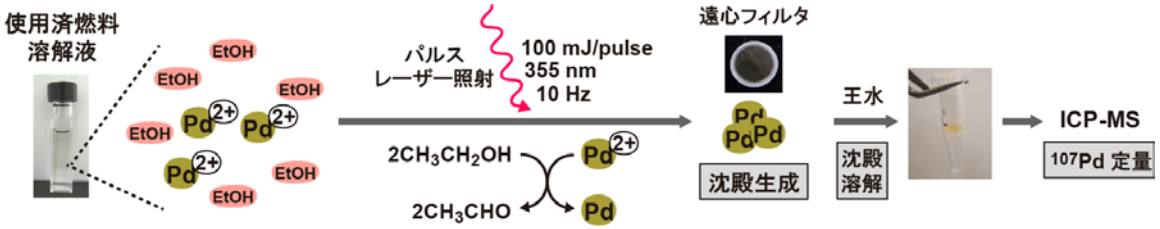


図 1　レーザー誘起光還元法による使用済燃料溶解液中 Pd の回収と ICP-MS 測定用試料の調製

3. 結果および考察

Pd 沈殿溶解液の ICP-MS 測定結果から、Pd 沈殿中には、アクチノイド（U、Np、Pu、Am、Cm など）および主要な核分裂生成物（Zr、Mo、Tc、Ru、Rh、Sr、Cs、Ba、Ce など）がほぼ検出されず、^{107}Pd の質量スペクトルが不純物によって干渉を受けないことを確認した。また、Pd 沈殿溶解液中の ^{107}Pd の ICP-MS 測定濃度は、3.1±0.2 ng/g となり検出下限 0.001 ng/g を大きく上回ったことから、本分析法によって測定に十分な量の ^{107}Pd が回収できたことがわかった。得られた定量値を主成分 ^{238}U の重量 1 mg あたりに換算すると、使用済燃料中の ^{107}Pd 存在量は 239±9 ng/mg-^{238}U となった。

参考文献　[1] Saeki, M. et al., J. Photoch. Photobio. A, 2015, 299, 189 – 193, [2] Asai, S., et al., Anal. Chem., 2016, *In press*

*Shiho Asai[1], Takumi Yomogida[1], Morihisa Saeki[2], Hironori Ohba[2], Yukiko Hanzawa[1], Takuma Horita[1], Yoshihiro Kitatsuji[1]
[1]JAEA., [2]QST

福島第一原子力発電所で採取された放射性廃棄物中の Pd-107 分析法の開発

Study on Analysis method of the palladium-107 in radioactive waste collected from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*佐藤　義行[1, 2]，徳永　貴仁[1, 2]，沼山　暁[1, 2]，田中　究[1,2]，
上野　隆[1, 2]，石森 健一郎[1, 2]，亀尾 裕[1, 2]
[1]JAEA，[2]IRID

東京電力福島第一原子力発電所の事故廃棄物を対象とした Pd-107 分析法の開発を行った。本法の適用性確認のため、1 号機タービン建屋地階の滞留水を分析した結果、質量分析において妨害となる同重体から Pd-107 が分離回収でき、目標とした検出限界値（5.0×10^{-2} Bq/mL）を達成した。

キーワード：福島第一原子力発電所，Pd-107，陰イオン交換，放射化学分析

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故により発生した廃棄物（以下、「事故廃棄物」という）の処理処分を行うためには、滞留水、瓦礫などに含まれる放射性核種の種類や濃度の情報を明らかにすることが必要である。現在、著者らは事故廃棄物の分析を進めるとともに、放射能濃度の確認が必要な核種の中で分析手法が確立されていない難測定核種について分析法の開発を進めている。本報告では難測定核種の一つである Pd-107（$T_{1/2}$ ＝ 6.5×10^{6} y、β 線最大エネルギー= 33 keV）の分析法の開発について報告する。

2. 実験操作

Pd を誘導結合プラズマ質量分析装置（以下、「ICP-MS」という）を用いて測定する分析法の確立を目指し、妨害元素との分離法を検討した。妨害元素として Pd-107 と同重体干渉を起こす可能性のある元素（Zr、Nb、Ag 及び Cd）及び、核分裂生成物の主成分元素（Cs、Sr 及び Y）を選定し、妨害元素と Pd を陰イオン交換により分離できる塩酸及び硝酸濃度範囲を調査した。陰イオン交換樹脂は Dowex 製の 1x8 粒径 100-150 μm を、ICP-MS は Perkin Elmer 製 ELAN DRC-e を使用した。

3. 結果と考察

Pd が塩化物イオンと陰イオン錯体を形成する性質に着目し分離条件を検討した結果、試料溶液を 4 M 塩酸とすることで 99%以上塩化パラジウム陰イオン錯体を形成させることができ、陰イオン交換カラムに Pd が定量的に吸着することがわかった。一方、塩化物イオンと陰イオン錯体を形成しない Cs、Sr、Y 及び Zr は陰イオン交換カラムに吸着せず分離が可能であった。カラムに吸着した Cd 及び Nb は 1 M 硝酸で洗浄することによりカラムから溶離させ Pd から分離できたが、Ag については Pd フラクションに混入したため、Ag との分離を優先し Pd フラクションの一部を廃棄する必要があった。その結果、Pd の回収率は 50%となったが、同重体である Ag-107 の濃度を 5ppb から 0.02ppb 以下（Pd-107 濃度に換算して 3.4×10^{-3} Bq/ml 相当）に低減することができた。開発した分析法の適用性確認のため滞留水中の Pd-107 の分析を行った結果、目標とした検出限界値（5.0×10^{-2} Bq/mL）を達成し、本法は滞留水試料の分析に適用可能であることが確認された。

本研究は、平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果の一部である。

---

*Yoshiyuki Sato[1, 2], Takahito Tokunaga[1, 2], Satoru Numayama[1, 2], Kiwamu Tanaka[1, 2], Takashi Ueno[1, 2], Ken-ichiro Ishimori[1, 2], Yutaka Kameo[1, 2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]International Resarch Institute for Nuclear Decommissioning

PWR における C-14 の存在形態についての検討
(1)埋設施設の安全評価における C-14 移行挙動の取扱い

Investigation of the existence form of C-14 in PWR

(1)Treatment of C-14 transport in safety assessment of disposal facility

*瀬間 義大[1], 田村 直之[1], 小澤 孝[1],

[1] 日本原燃株式会社

低レベル放射性廃棄物の浅地中ピット処分の管理期間終了以後の安全評価において，放射性廃棄物に含まれる放射性核種のうち C-14 は重要な核種の 1 つである。安全評価を行う上での，廃棄物中に含まれる C-14 の化学形態の重要性および今後の C-14 移行挙動の取扱いの概要を紹介する。

キーワード：低レベル放射性廃棄物，浅地中ピット処分，安全評価，C-14，分配係数

1. 緒言

当社の浅地中ピット処分施設では原子力発電所で発生した低レベル放射性廃棄物（LLW）を受け入れている。管理期間終了以後の安全評価において，様々な線量評価シナリオを設定し，被ばく線量を評価している（図 1）。廃棄物に含まれる放射性核種のうち C-14 は重要な放射性核種の 1 つであり，人工バリアに対する収着性により移行が抑制されることを期待している。安全評価においては，核種の収着性を示すパラメータである分配係数が重要である。

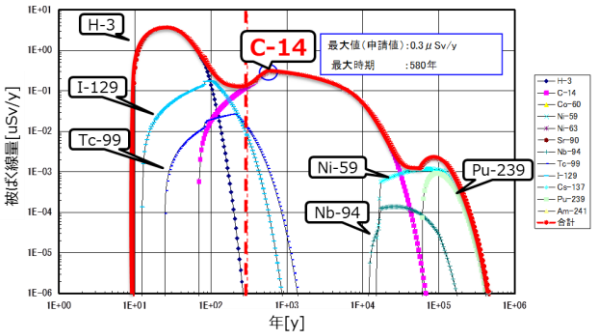


図 1　埋設地近傍の沢水の飲用による内部被ばく
(2 号埋設施設)

2. C-14 分配係数の支配要因

分配係数は核種の化学形態と埋設地の環境条件に支配されると考えられる（図 2）。炭素は多様な化学形態をとりうる元素であるため，確からしい（科学的に最も可能性が高い）分配係数を設定するためには，廃棄物中にどのような化学形態の C-14 が含まれているかを把握することが重要である。

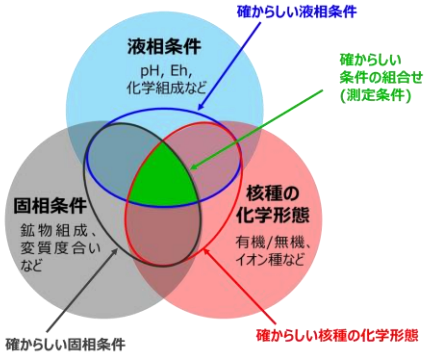


図 2 分配係数の支配要因

3. 安全評価における C-14 移行挙動の取扱い

これまで浅地中ピット処分施設の安全評価において，雑固体廃棄物に含まれる C-14 の分配係数は，実廃棄体由来の C-14 を用いた分配係数試験の実測値をもとに設定している[1]。また，PWR 発電所で発生する雑固体廃棄物中の C-14 については、評価上これまで溶解性で収着性が低い物質として扱っているが，近年では，難溶性を示す物質も存在していることが報告されている[2]。その化学形態の解明のため，今回「イオン交換樹脂の加熱・照射による変質挙動解明」および「PWR で発生する難溶性 C-14 の化学形態に関する検討」が実施された。今後，これらの結果を踏まえ，新たな規制基準の要求にもとづいて安全評価を行う必要がある。

参考文献

[1] (財)原子力環境整備センター，日揮(株)，三菱重工業(株)：固体状廃棄物の C-14 分配係数について

[2] 堀川ら：日本原子力学会 2007 春の年会 I21(2007)

*Yoshihiro Sema[1], Naoyuki Tamura[1], Takashi Kozawa[1]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited

PWR における C-14 の存在形態についての検討
(2)イオン交換樹脂の加熱・照射による変質挙動

Investigation of the existence form of C-14 in PWR
(2) Alternation of ion-exchange resin by heating and irradiation

*中田 弘太郎[1], 広永 道彦[1], 湊 大輔[1], 木野 健一郎[2], 坂下 章[3], 鷹尾 康一朗[4], 榊原 哲郎[5]
[1]電中研, [2]NDC, [3]三菱重工, [4]東工大, [5]四国電力

PWR 内で存在が確認されている酸やアルカリに溶解しにくい「難溶性 C-14」の生成メカニズムについて検討するため、樹脂を加熱・照射する試験を実施した。加熱・照射により樹脂は最終的にアモルファスカーボン的な構造になることがわかり、樹脂が難溶性 C の起源となりうることが示された。

キーワード：放射性廃棄物，埋設処分，C-14，イオン交換樹脂，加熱・照射試験

1. 緒言：既往の研究において、PWR のクラッドには多量の炭素が存在し、これに含まれる C-14 が酸やアルカリに対してほとんど溶解しない「難溶性 C-14」であることが示されている。低レベル放射性廃棄物処分の安全評価を合理的に実施するためには、難溶性 C-14 の生成メカニズム、化学形態を知ることが重要である。本研究では、難溶性 C の起源である可能性が指摘されているイオン交換樹脂について、炉内を模擬した環境で加熱・照射した場合に、どのような変化を生じるかを調べ、この可能性を検討した。

2. 試験手順：樹脂（カチオン樹脂）を加熱および照射することで生じる変化を明らかにするため、(1)加熱試験、(2)加熱・照射試験を実施した。(1)加熱試験では、炉内イオン濃度を模擬した水溶液に水素ガスを含む Ar ガスをバブリングして酸素濃度を下げ、密封容器内で樹脂を 300℃に加熱した。加熱後の樹脂や溶液、ガスを取り出して、種々の分析に供した。一方、(2)の加熱・照射試験では、照射の影響が観察しやすいように、加熱試験後の樹脂を微粉砕し、Co-60 線源のγ線を照射した（総照射線量は 318kGy である）。

3. 結果と考察：

(1)加熱試験：陽イオン交換樹脂を 300℃で加熱し、経時的な変化を調べた結果、樹脂は加熱時間の増加に伴って以下のような変化をしていることが分かった。つまり、①交換基(SO_3 基)の脱離→②ポリスチレン状構造の形成→③アルキル基からの水素の脱離→④二重結合/縮合重合反応→⑤アモルファスカーボン状の構造形成、である。これらの過程を推察した根拠の一部として、加熱前後の樹脂における ^{13}C MAS NMR スペクトルスペクトル（図-1）、TG スペクトル（図-2）ラマンスペクトル（図-3）を示した。

(2)照射試験：加熱後γ線を照射した樹脂では、FT-IR スペクトルにおける OH・COOH に対応するピークの発現（図-4）、ゼータ電位の絶対値増加、TG スペクトルの形状変化（低温から重量減少、重量減少がブロードになる）から、表面に OH や COOH 基が生じる可能性が示唆された。

4. 結論

炉内の環境を模擬して樹脂の加熱・照射試験を実施した結果、以下のような知見が得られた。

・加熱による樹脂の変化：樹脂を水溶液中において 300℃で加熱すると加熱時間によって、ポリスチレン状の構造やアモルファスカーボン状の構造をとることがわかった。

・照射の影響：照射によって樹脂の表面には OH や COOH が生じることが分かった。上記加熱試験と併せてこれらの官能基が縮合重合に関与し、アモルファスカーボン状の構造形成に関係している可能性がある。

・難溶性 C の生成：上述の反応により、炉内に侵入した樹脂は最終的にアモルファスカーボンに変化することから、樹脂が難溶性カーボンの起源となりうる可能性が示唆された。

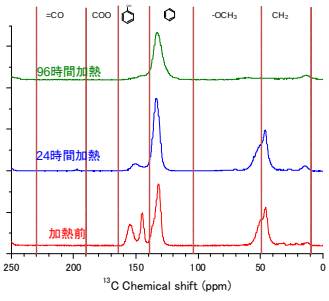


図-1：加熱前後の樹脂における ^{13}C MAS NMR スペクトル
24 時間加熱では SO_3 基の変質が、96 時間加熱ではアルキル基の変質が示唆された

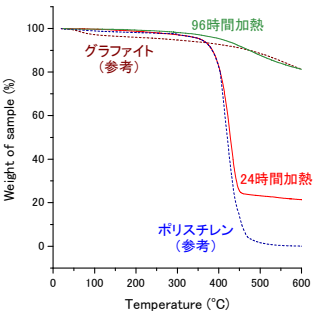


図-2：加熱前後の樹脂における TG スペクトル
24 時間後はポリスチレン、96 時間後はグラファイトに近い

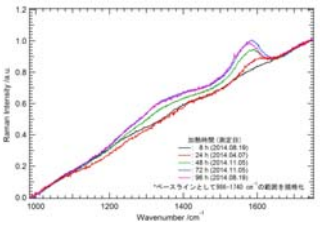


図-3：樹脂の加熱時間とラマンスペクトルの関係
加熱時間の増加と共にアモルファスカーボンに対応するピークが増大した

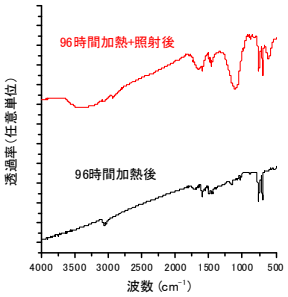


図-4：照射前後の樹脂における FT-IR スペクトル
照射により OH や COOH に対応するピークが観察されるようになった

*Kotaro Nakatao[1], Michihiko Hironaga[1], Daisuke Minato[1], Kenichiro Kino[2], Akira Sakashita[3], Koichiro Takao[4] and Tetsuro Sakakihara[4]
[1]CRIEPI, [2]NDC, [3]MHI, [4]Tokyo Tech and [5]SHIKOKU Electric Power Co.

PWR における C-14 の存在形態についての検討
(3)実機プラントから採取した難溶性 C-14 の化学形態に関する検討

Investigation of the existence form of C-14 in PWR

(3)Study on the chemical form of Insoluble C-14 in particle samples of actual plant coolant

*木野 健一郎[1]，坂下 章[2]，中田 弘太郎[3]，辻 慎太郎[4]，脇 寿一[4]

[1]ニュークリア・デベロップメント㈱，[2]三菱重工業㈱，[3]電力中央研究所，[4]関西電力㈱

放射性廃棄物埋設施設の安全評価においては、埋設環境における長半減期放射性核種の移行挙動評価は極めて重要である。とくに C-14 は、その生成過程において様々な化学形態を形成しうる炭素の放射性同位体であり、その化学形態により埋設環境での移行挙動が大きく異なる。そのため、ここでは PWR で生成する難溶性 C-14 の化学形態の解明を目的として、熱重量・質量同時分析装置（TG/MS）を用いて粒子状 C-14 の分解挙動と放出成分の関係性を評価した。

キーワード：難溶性 C-14，熱重量・質量分析装置，フーリエ変換赤外分光光度計

1. 緒言　：PWR プラントで使用された冷却材混床式脱塩塔入口フィルタ（以下「入口 F」という）に捕集された粒子を回収し FT-IR，SEM/EDX を用い C-14 を含む粒子の性状を観察した。更に TG/MS 分析を行い放出ガスと残渣に含まれる C-14 の分析を実施することで熱分解物と C-14 の関係性を求めた。

2. 実施内容

2-1. 試験対象試料　：PWR の入口フィルタから超音波洗浄により純水中に分散させた粒子を 0.45μm フィルタ(HA)に回収したもの試験対象試料とした。(図 1)

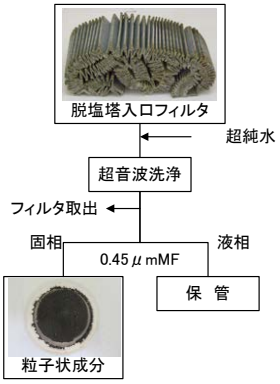


図 1　試験対象試料の調整

2-2. 粒子状成分の分析

(1) FT-IR スペクトル分析

KBr 錠剤法 FT-IR 分析では、炉外試験でイオン交換樹脂を熱処理後に照射した試料の成分と類似した透過スペクトルが得られた。(図 2)

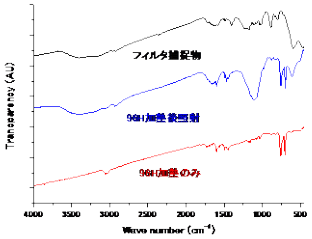


図 2　FT-IR スペクトル

(2) TG/MS-C-14 分析

TG 分析は雰囲気ガスをヘリウムと空気それぞれで実施し双方ともに 400℃～500℃の範囲で顕著な質量減少が観察されるが(図 3)、空気気流中の反応は発熱反応(図 4)であり、試料中の炭素成分が 400℃近傍で燃焼していると考えられる。ヘリウム気流中では 400℃～500℃の範囲に芳香環構造を持つ分子質量(*m/z*=77,105,122)を含む成分の放出量の上昇が観察された。(図 4) 空気気流中では 900℃迄の加熱で C-14 が TG オーブンから放出されるガス成分にほぼ 100%移行するが、ヘリウム気流中では加熱後残渣に C-14 が残留することを C-14 の分析により確認した。(表 1)

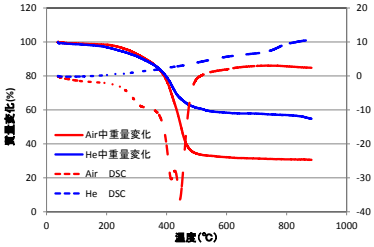


図 3　TG チャート(Air/He)

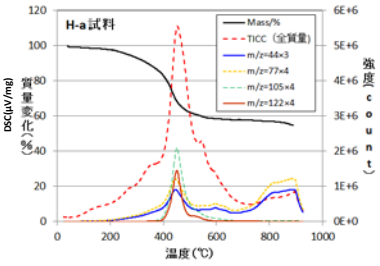


図 4　HeTG/MS 分析結果

2-3. 考察　：PWR の入口フィルタから採取した粒子状成分には、芳香環構造を持つ有機成分とヘリウム気流中で 900℃まで加熱しても分解しない不定形の炭素が共存している。C-14 は安定な不定形炭素成分に多く含まれているが、酸素存在下の加熱では低温で分解する成分が燃焼し、次いでその延焼により不定形炭素に着火することで、C-14 が気相に放出されるものと考えられる。

表 1　TG 分析時の C-14 収支　　単位：Bq

キャリアーガス	ヘリウム	空気
オフガス回収C−14	＜0.317	7.87E+4
残留分	1.55E+5	6.96
インベントリ	1.55E+5	7.87E+4
C−14放出率	2.05E−4%	99.99%

3. 結論

PWR で発生する粒子に含まれる炭素は様々な化学構造を有する混合物であり、その中にはイオン交換樹脂を起源とすると考えられる芳香環を有する有機成分が含まれる。しかし、C-14 は比較的低い温度で分解するイオン交換樹脂構造を持つ物質ではなく、不活性ガス環境下の加熱では容易に分解・気化しない安定な不定型炭素に多く含まれることを示す実験結果が得られた。

今後はこの C-14 を含む粒子の埋設環境における安定性を確認し、これらの知見を埋設環境における C-14 の移行挙動評価に適切に反映していく予定である。

* Kenichiro Kino[1], Akira Sakashita[2], Kotaro Nakata[3] Shintaro Tsuji[4] and Toshikazu Waki[4]

[1]Nuclear Development Corporation, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]Central Research Institute of Electric Power Industry, [4]Kansai Electric Power Co, INC

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

[1H09-12] Nuclide Migration

Chair: Katsuhiro Hama (JAEA)

Mon. Mar 27, 2017 4:05 PM - 5:10 PM Room H (16-303 Building No.16)

[1H09] Effects of borate on the formation of Calcium Silicate Hydrate and Cesium adsorption behavior

*Naoya Hara[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM

[1H10] Zirconium solubility in the presence of hydroxycarboxylic acids

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

4:20 PM - 4:35 PM

[1H11] Characterization and determination of thermodynamic quantities of humic acid dissolved in deep groundwater at Horonobe, Hokkaido, Japan(2).

*Shingo Kimuro[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Seiya Nagao[2], Motoki Terashima[3], Yuki Amano[3], Kazuya Miyakawa[3] (1. IMRAM, Tohoku Univ., 2. Institute of Nature and Environmental Technology, Kanazawa University , 3. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

[1H12] Size and compositional distributions of groundwater colloids after re-submersion

*Takumi Saito[1], Teruki Iwatsuki[2] (1. Nuclear Professional School, School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Tono Geoscience Center, Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

カルシウムシリケート水和物の形成および セシウム収着挙動に及ぼすホウ酸塩の影響

Effects of borate on the formation of Calcium Silicate Hydrate and Cesium adsorption behavior

*原 直哉[1]，千田 太詩[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

福島第一原子力発電所の廃棄物のセメント固化処理の際に障害となるホウ酸塩の存在に着目し、カルシウムシリケート水和物(C-S-H)生成および，重要核種の一つである Cs の C-S-H への収着に及ぼす影響についてホウ酸塩濃度の依存性を評価した．

キーワード：カルシウムシリケート水和物，ホウ酸塩，セシウム，収着

1. 緒言　福島第一原子力発電所の廃炉作業に伴い発生する廃棄物には，一般的な廃炉過程で発生する廃棄物と異なり，事故後のホウ酸水注入によって，多量のホウ酸塩が混入していると考えられる．一部の廃棄物はセメント固化処理が想定されているが，ホウ酸塩はセメント凝結を遅延する働きがあるため，その影響を検討する必要がある．本研究では，セメント系材料中の主要成分である C-S-H に注目し，C-S-H の形成および C-S-H に対する Cs の収着挙動に及ぼすホウ酸塩の影響をバッチ試験により評価し，セメント固化処理において許容できるホウ酸塩濃度についての知見を得ることを目的とした．

2. 実験　C-S-H 試料は酸化カルシウム，フュームドシリカ，ホウ酸ナトリウム溶液を窒素雰囲気下で混合することによって調製した．Ca/Si モル比は 0.4，0.8，1.2，1.6，液固比は 20 とした．ホウ酸濃度は 1 mM から 600 mM の間で変化させた．この C-S-H 試料を一週間養生後，塩化セシウムを加えてさらに 1 週間養生させた後に遠心分離し，液相の Cs 濃度について原子吸光分析を用いて測定することにより C-S-H への収着挙動を調べた．また，固相のラマンスペクトルを測定し，C-S-H の構造変化を比較・検討した．実験中は 25 ℃の温度条件を保った．

3. 結果・考察　図 1 にホウ酸濃度 10 mM および 600 mM とした場合の C-S-H 試料のラマンスペクトルを示す．ホウ酸 10 mM の条件では，C-S-H の存在を示す 900 cm^{-1} 付近と 1000 cm^{-1} 付近のピークが確認できた．一方，600 mM の条件ではそれらのピークは確認できなかった．このため，600 mM の高ホウ酸濃度条件下では C-S-H が変質している可能性が示唆された．図 2 にホウ酸 10 mM および 600 mM の C-S-H 試料，およびブランク試料への Cs の収着率を示す．ホウ酸 600 mM の試料はブランク試料に比べて大きく収着率が低下したが，ホウ酸 10 mM の条件ではブランク試料と変化が見られなかった．以上から，高ホウ酸濃度条件下では C-S-H の変質や Cs の収着能の低下が見られるものの，ホウ酸 10 mM 以下のセメント固化処理工程に想定される濃度範囲では変質が起こらず，Cs の収着性能についても影響がないことが示された．高ホウ酸濃度条件ではホウ酸イオンが多量のカルシウムイオンと反応し消費することで，C-S-H の生成に使われるべきカルシウムを消費している可能性が考えられる．

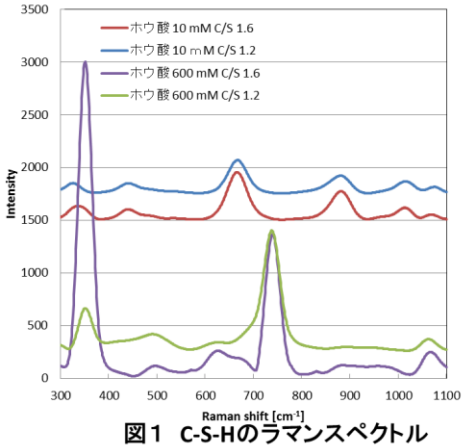


図1　C-S-Hのラマンスペクトル

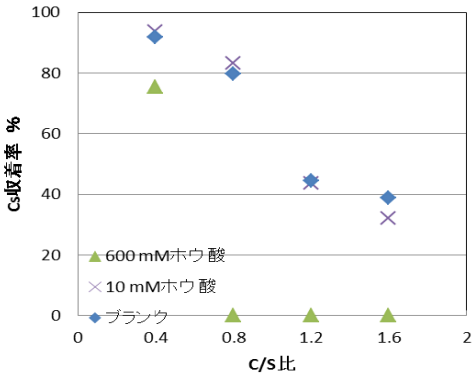


図2　セシウム収着率のC/S比依存性

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金 基盤研究(A)25249136 の成果である．ここに記して謝意を表す．

*Naoya Hara[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1]
[1]Graduate School of Engineering, Tohoku Univ.

ヒドロキシカルボン酸共存下でのジルコニウム溶解度

Zirconium solubility in the presence of hydroxycarboxylic acids

*王 鵬[1]，小林大志[1]，佐々木隆之[1]

[1]京都大学大学院 工学研究科

放射性廃棄物に含まれる４価金属の溶解度に及ぼすヒドロキシカルボン酸の影響を検討するため、グリコール酸、乳酸およびヒドロキシ酪酸共存下でのジルコニウム溶解度をそれぞれ測定するとともに固相分析を行った。有機酸の濃度依存性から支配的溶存種を推定し、錯生成定数や溶解度積の熱力学データを評価した。

キーワード：ジルコニウム、溶解度、ヒドロキシカルボン酸、錯生成

１．緒言　廃棄物に含まれる 4 価金属イオンの地下水移行挙動は、難溶性水酸化物沈殿の溶解度によって支配されるが、イソサッカリン酸（ISA）など廃棄物由来の有機酸が共存する場合、錯生成反応によりその溶解度は増加する。4 価 Zr と ISA は中性からアルカリ性 pH にかけて安定な可溶性錯体を形成し、ISA の炭化水素鎖末端にあるカルボキシル基（-COOH）だけでなく、鎖上のヒドロキシ基（-OH）が錯生成に寄与している可能性が考えられた[1]。そこで、本研究では Zr と ISA の錯生成反応機構について検討するため、錯生成へのヒドロキシ基の効果に着目した。構造の異なるヒドロキシカルボン酸共存下での Zr 溶解度の解析から支配的なヒドロキシカルボン酸錯体およびその錯生成定数を求め、さらに ISA およびヒドロキシカルボン酸との錯生成定数を比較することで、錯生成に及ぼすヒドロキシ基の影響について検討した。

2. 実験　ヒドロキシカルボン酸には、グリコール酸（$HOCH_2COOH$）、乳酸（$CH_3CH(OH)COOH$）および 3-ヒドロキシ酪酸（$CH_3CH(OH)CH_2COOH$）を用いた。試料溶液は過飽和法により以下のように調製した。Zr 初期濃度を0.01 Mとした酸性溶液にヒドロキシカルボン酸（L）を添加し、NaOH水溶液によりpHcを2～12に調整した。このとき、ヒドロキシカルボン酸の濃度（$[L]_{tot}$）は10^{-3}～10^{-1} Mとし、イオン強度（I）は$NaClO_4$によりI = 0.5とした。試料溶液を所定の期間を静置した後、上澄み溶液を3 kDa限外濾過フィルター（孔径約2 nm）でろ過し、上澄み液のZr濃度をICP-MSにより定量した。Zr濃度の検出限界はおよそ10^{-8} Mであった。

3. 結果と考察　図 1 にグリコール酸（GLY）共存下での Zr 溶解度を示す。Zr 溶解度は GLY を含まない場合[2,3]に比して GLY 濃度（$[GLY]_{tot}$ = 0.01M, 0.1M）に応じて上昇し、Zr-GLY 錯体の生成が示唆された。一方、溶解度の pH 依存性は ISA[1]とは大きく異なる傾向を示した（$[L]_{tot}$ = 0.1 M）。特にアルカリ性 pH で、GLY 共存下の溶解度は pH とともに低下し、ISA とは逆の傾向が見られた。Zr 溶解度の pH 依存性および GLY 濃度に対する傾きから支配的な錯体を推定し、その錯生成定数を求めた。発表では、他の有機酸と比較し、支配的錯体種やその錯生成定数に基づき、錯生成に及ぼすヒドロキシ基の影響について検討する。

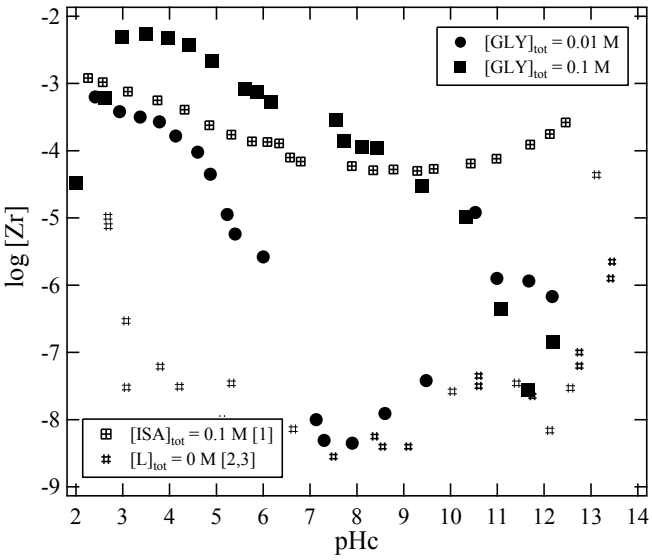


図 1 グリコール酸（GLY）共存下での Zr 溶解度

参考文献　[1] T. Kobayashi et al., J.Nucl.Sci.Technol., 54,233 (2017). [2] T. Sasaki et al., Radiochim. Acta 94,489 (2006). [3] M. Altmaier et al., Radiochim. Acta 96, 541 (2008).

* Peng Wang[1], Taishi Kobayashi[1] and Takayuki Sasaki[1]

[1]Kyoto Univ., Graduate School of Engineering

幌延深部地下水フミン酸の特性評価とプロトン化反応熱力学量の導出（2）

Characterization and determination of thermodynamic quantities of humic acid dissolved in deep groundwater at Horonobe, Hokkaido, Japan (2).

*紀室 辰伍[1]、桐島 陽[1]、秋山 大輔[1]、佐藤 修彰[1]、長尾 誠也[2]、天野 由記[3]、
宮川 和也[3]、寺島 元基[3]
[1]東北大・多元研、[2]金沢大・環日本海域研究センター、[3]原子力機構

幌延深地層研究センター地下施設の深度250m及び350m調査坑道において採取した地下水からIHSS法を用いて抽出したフミン酸を5kDaと3kDaのろ過フィルタを用いた限外ろ過により分画し、それぞれのTOCを測定することで分子量分布を決定する。また、電位差滴定や熱量滴定により、幌延フミン酸の性質を決定づける要因について考察する。

キーワード：幌延フミン酸、TOC、熱量滴定、特性評価

１．緒言

地中で放射性核種と相互作用する可能性の高い天然の物質のひとつであるフミン物質は、不均質な組成を持つ高分子電解質として知られ、その高い錯形成能から結果的に放射性核種の溶解度を増加させる可能性が指摘されている。前報[1]にて、日本原子力研究開発機構（JAEA）幌延深地層研究センター地下施設の深度250m及び350m調査坑道で採取した地下水から、IHSS(International Humic Substances Society)法を用いて抽出したフミン酸の特性評価、及びプロトン化反応熱力学量の導出を行い、幌延フミン酸が低分子有機酸と類似の性質を持つことと、採取深度により反応機構が異なる可能性を示した。本研究では、幌延フミン酸の特性や深度依存性、反応機構について理解を進めるため、5kDa と 3kDa の限外ろ過フィルタを用いて分画したフミン酸の全有機炭素量を測定し、それぞれの画分の炭素存在量を明らかにした。また、画分毎の官能基当量やプロトン化反応熱力学量を導出し、幌延フミン酸の性質を支配的に特徴づける要因を明らかにする。

２．実験

深度250m及び350m調査坑道で採取した地下水から抽出したフミン酸（それぞれHHA250、HHA350）と深度350m調査坑道で採取した地下水から抽出したフルボ酸（HFA350）を、Millipore製5kDaと3kDaウルトラフィルタを用いて加圧ろ過法で限外ろ過し、分子量5000以上と5000～3000、3000以下の3つの画分に分画した。分画した画分の全有機炭素量をTOC計（島津製TOC-Vw）を用いて計測し、炭素量から分子量分布を明らかにした。また、それぞれの紫外・可視吸収スペクトルを分光光度計（日立製）を用いて測定して、分子量と光吸収スペクトルの関係性を明らかにした。さらに、電位差滴定と熱量滴定を適用し、画分毎の官能基当量とプロトン化反応熱力学量を導出する。

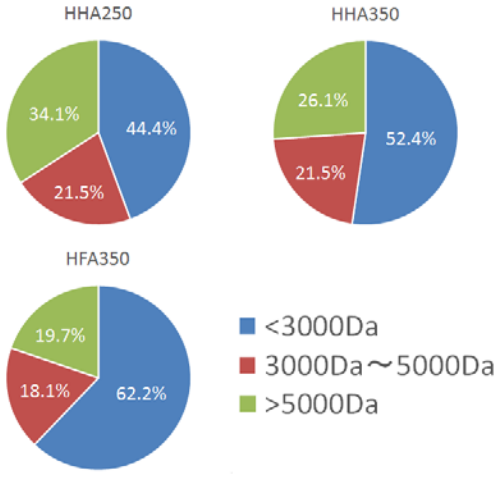


図１　炭素量から求めた分子量分布

３．結果・考察

HHA250とHHA350、HFA350のTOC測定から明らかにした炭素量から求めた分子量分布を図1に示す。この結果から、幌延深部地下水中のフミン酸・フルボ酸はどれも分子量3000Da以下の画分が占める割合が最も大きいこと、HHA250はHHA350よりも大きな画分を持つ割合が大きいことが明らかとなった。また、波長280nmにおける吸光度を炭素量で規格化すると、HHA250とHFA350は分子量が大きくなるほど吸光度が増加するのに対し、HHA350の吸光度は分子量に依存せずほぼ一定となった。これは、C=C二重結合などの吸収構造がHHA350では分子量に依らず一様に分布している可能性を示唆している。講演では、幌延深部フミン酸の官能基当量やプロトン化エンタルピーの分子量依存性を明らかにすることで、幌延深部地下水フミン酸特有の性質が、どの画分によって代表されるのかを議論する。

[1] 紀室ら、原子力学会2016秋の大会、放射性廃棄物処分と環境、2D07、p224

謝辞
本研究は金沢大学環日本海域環境研究センター共同研究(37)のもとで実施された。

---

*Shingo Kimuro[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Seiya Nagao[2], Yuki Amano[3], Kazuya Miyakawa[3], Motoki Terashima[3]
[1]IMRAM, Tohoku Univ., [2]Inst. Nature Environ. Tech. Kanazawa Univ., [3]JAEA

坑道再冠水後の地下水コロイドのサイズ・元素組成

Size and compositional distributions of groundwater colloids after re-submersion

*斉藤 拓巳[1]，岩月 輝希[2]

[1]東京大学，[2]日本原子力研究開発機構

坑道閉鎖後の花崗岩系地下水中のコロイドのサイズ及び元素組成分布の経時変化を周囲のボーリング孔から採取した地下水の流動場分画-質量分析測定により評価した．

キーワード：坑道再冠水，地下水コロイド，サイズ，元素組成，流動場分画

1. 緒言

日本原子力研究開発機構瑞浪超深地層研究所では，坑道埋め戻し技術開発の一環として深度 500 m 研究アクセス北坑道の一部を閉鎖し，地下水によって冠水させる再冠水試験を実施している[1]．坑道の再冠水に伴う地下水環境の変化は，坑道直近の掘削影響領域を経て，岩盤中に伝播するものと想定される．そして，そのような坑道周囲の環境回復・定常化プロセスの観察は，実際の処分場における坑道埋め戻し後のニアフィールドの環境変遷の理解に資するものである．本発表では，特に地下水コロイドに着目し，冠水させた坑道周辺のボーリング孔から採取した地下水中のコロイドのサイズ，元素組成を流動場分画-質量分析（FFF-ICPMS）により評価した結果を報告する．

2. 実験方法

2016 年 1 月 25 日の坑道閉鎖後，閉鎖された坑道に隣接する 3 本のボーリング孔から，定期的に地下水の採水を行った．採水にはセプタム付きのフッ素コーティングが施されたガラス容器を用い，地下水をオーバーフローさせることで，採水時の酸素の混入を防いだ．試料を実験室に輸送後，Ar ガス置換したグローブボックス内で開封し，0.45 μm のメンブレンフィルタでろ過した後に，FFF-ICPMS 測定に供した．地下水コロイドのサイズ分画には，Postnova 社製 AF2000 FOCUS を使用した．有機物コロイドの検出には，FFF にオンラインで接続した紫外可視吸光度計（SPD-20A，255 nm）を，コロイドを構成する無機元素の検出には，ICP-MS（Agilent 社製 7500cx）を用いた[2]．

3. 結果と考察

地下水中の有機物コロイドは 10 nm 以下および 50 ~ 60 nm にピークを有していた．そして，そのサイズ分布は冠水後の採水時期によって変わるものの，その変化に一貫性は見られなかった．大部分の無機元素は 10 nm 以下の有機物と同様のサイズ域に検出され，Fe，Zn，Ba はより大きなサイズ域にも検出された．特に，Zn は元々ボーリング孔の地下水には存在せず，冠水させた坑道内の地下水に由来するものと考えられた．また，50 nm 以上の Fe を含むコロイドは冠水から 9 ヶ月で見られなくなった．発表では，有機物コロイドの起源の点から，坑道閉鎖の影響を議論すると共に，地下水コロイドを構成する無機元素のサイズ分布のより詳細な比較を報告する．

参考文献

[1] 日本原子力研究開発機構，「瑞浪超深地層研究所計画における再冠水試験の概要」，
https://www.jaea.go.jp/04/tono/miu/topics/9.html

[2] Saito, et al., *J. Anal. At. Spectrom,* **30,** 1229–1236 (2015).

---

*Takumi Saito[1] and Teruki Iwatsuki[2]

[1]The University of Tokyo., [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[1H13-15] Performance Assessment

Chair: Taiji Chida (Tohoku Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 5:10 PM - 6:00 PM Room H (16-303 Building No.16)

[1H13] FEP management for the NUMO Safety Case

*Takafumi Hamamoto[1], Susumu Kurosawa[1], Keisuke Ishida[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Katsuhiko Ishiguro[1], Masaki Tsukamoto[1], Hiroyuki Umeki[1] (1. NUMO)

5:10 PM - 5:25 PM

[1H14] Development of realistic safety assessment models for the repository designs tailored to geological settings

*Keisuke Ishida[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Katsuhiko Ishiguro[1], Masaki Tsukamoto[1], Manabu Inagaki[1], Hiroyuki Umeki[1] (1. Nuclear Waste Management Organization of Japan)

5:25 PM - 5:40 PM

[1H15] Improvement of radioactive concentration calculation method of LLW facility

*HIROSHI TAKEUCHI[1], KUNIHIRO NAKAI[1], MITSUSHI MOTOYAMA[1], Yasuhiro Kon[2], Naokazu Sumitani[3], Keiji Morimoto[3], Toshikazu Waki[3], Shintaro Tsuji[3] (1. JGC, 2. Tohoku Electric Power, 3. Kansai Electric Power)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

NUMO セーフティケースにおける FEP の整備

FEP management for the NUMO Safety Case

*浜本 貴史[1]，黒澤 進[1]，石田 圭輔[1]，藤崎 淳[1]，石黒 勝彦[1]，塚本 政樹[1]，梅木 博之[1]
[1]NUMO

地層処分場閉鎖後長期の安全評価におけるシナリオの作成にあたり，FEP（特性，事象およびプロセス）を網羅的にリストとして取りまとめ，安全評価のシナリオ上考慮すべき FEP を抽出した。

キーワード：地層処分，セーフティケース，FEP

1. 緒言

NUMO セーフティケースにおける地層処分場閉鎖後長期の安全評価では，シナリオの作成にあたって，地層処分システムの構成要素に期待する安全機能をトップダウン的に整理し，ボトムアップ的に抽出した FEP と関連付けるハイブリッドアプローチを採用している[1]。ここでは，FEP を網羅的に抽出することが求められるが，その結果として安全機能の観点からは同じ影響と見なせる FEP もあり，全ての FEP について直接的にシナリオに反映することは合理的でない。そこで，FEP のスクリーニングおよび統合を行い，シナリオ上考慮すべき FEP を抽出した。

2. FEP の整備方法とその結果

OECD/NEA の国際 FEP リストを基に FEP の追加や削除を行い，NUMO FEP リストとして網羅的に取りまとめた。シナリオの作成にあたっては，閉鎖直後の状態，核種移行プロセス，構成要素の状態変遷を整理するために，この FEP リストを活用した。このうち，構成要素の状態変遷は，安全機能が長期的に維持されるかどうかの判断に必要であり，その不確実性は線量／確率分解アプローチに基づくシナリオ区分に密接に関係する。そこで，安全機能およびそれを規定する特性（状態変数）と，FEP との関係を詳細に分析した。状態変数と FEP との関連性の分析にあたっては，セーフティケースにおける安全評価の前提条件に合わせて NUMO FEP リストをスクリーニングし，状態変数への影響を分析すべき FEP を抽出した。抽出した FEP について，FEP 間の相互関係や状態変数への影響の類似性などから構成要素の安全機能に係る FEP を統合し，新たに定義してリスト化した（Super FEP リスト）。表 1 に Super FEP リストを示す。Super FEP の情報としては，FEP の定義，その FEP が生起する構成要素，その FEP と状態変数との関連性に関する根拠情報を取りまとめた。シナリオ作成にあたっては，個々の Super FEP について，その影響の程度と発生可能性を既往研究や現象解析を基に判断することになる。

表 1. 構成要素の安全機能に係る Super FEP リスト

1	造山運動	16	腐食
2	地質構造の変形	17	高分子化合物の分解
3	地震活動	18	溶解
4	火山･マグマ活動	19	沈殿反応
5	熱水活動	20	化学的変質
6	広域的な侵食と堆積	21	微生物／生物を媒介するプロセス
7	続成作用	22	ガス相の形成
8	気候変動	23	水の輸送
9	放射線分解	24	パイピング／流出
10	放射線損傷	25	材料の体積変化
11	熱プロセス	26	クリープ
12	再冠水／脱飽和	27	未検出の母岩の特性
13	容器の変形	28	処分場による水理学的影響
14	容器の移動	29	処分場による力学的影響
15	水化学		

参考文献

[1] 黒澤ほか，シナリオ構築手法に関する検討，原子力学会 2015 年秋の大会，2015.

---

*Takafumi Hamamoto[1], Susumu Kurosawa[1], Keisuke Ishida[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Katsuhiko Ishiguro[1], Masaki Tsukamoto[1] and Hiroyuki Umeki[1]
[1]NUMO

地質環境条件に応じた地下施設レイアウトを反映した現実的な性能評価モデルの開発

Development of realistic safety assessment models for the repository designs tailored to geological settings

*石田　圭輔，藤﨑　淳，石黒　勝彦，塚本　政樹，稲垣　学，梅木　博之
原子力発電環境整備機構

高透水性の断層の位置などの地質構造や地下施設の配置等を反映可能な性能評価モデルの構築手法を開発し、具体的に地下施設を配した地質環境モデルを対象に現実的な性能評価モデルを作成した。

キーワード：地層処分，地質環境モデル，地下施設配置，核種移行，性能評価モデル

1. 緒言

地層処分施設の建設地域を選定する過程で、候補地域の地質環境に対して設計された処分パネルの配置や種々の設計オプションの比較を行うことが重要である。このため、候補地域の地質環境特性（高透水性の断層の位置や地下水流動方向等）や、それに応じた処分坑道や連絡坑道、埋戻し材や緩衝材などの配置や形状を陽に取り入れた現実的な核種移行評価を実施できるよう準備する必要がある。現在取りまとめ中の NUMO セーフティケースにおいては、こうした現実的な評価を行うための性能評価モデルの構築方法について、全国の地質情報に基づいた数 km×数 km の規模（処分場スケール）の地質環境モデルとそれに対応した施設設計から成る 3 次元モデルを対象に検討した。本発表では、その方法について報告する。

2. パネルレイアウトを考慮した性能評価モデルの開発

処分パネル配置を考慮した性能評価モデルの構築にあたっては、解析の計算負荷やシステムを構成する要素の空間スケールの違いなどの観点から、パネルを含む処分場スケールを 100m 程度の規模のニアフィールドスケール（以下、NF）と NF の外側の処分場スケール（以下、RS）に分けて取り扱う。NF に対しては、処分場の構成要素や割れ目ネットワークといった母岩特性を反映した 3 次元モデルを用い粒子追跡解析により粒子移行率を算出する。そして、それを異なる透水量係数（$T_{NF}i$）と存在確率（Wi）を有する複数のチャンネルを用いて近似し、マトリクス拡散を考慮した性能評価モデルを構築する[1]。RS については、母岩の特性のみを考慮した 3 次元モデルを対象とし、NF と同様に粒子追跡解析を用いて複数のチャンネルを設定する。また、地下水流動方向における高透水性の断層や各処分パネルの位置を考慮し、RS における核種移行解析領域の境界までの距離からチャンネル長さを設定し、RS の性能評価モデルを構築する（図 1 参照）。そして、NF の各チャンネルから出力される核種移行率を RS の透水量係数 T_{RSi} を有するチャンネルへ、その存在確率（P_i）に従い配分することによって NF と RS のモデルを結合した処分場全体に対する性能評価モデルを構築する（図 2 参照）。

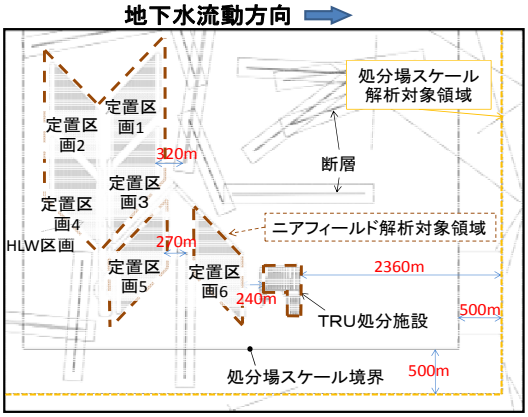


図 1：深成岩類処分場での移行距離

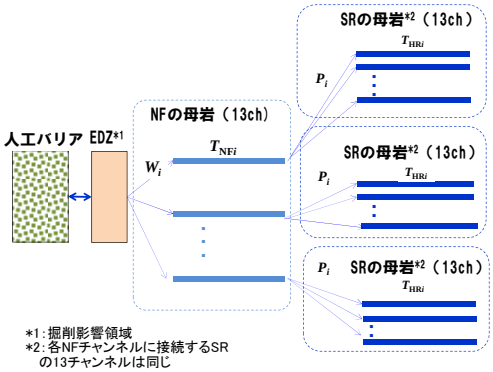


図 2：性能評価モデルの概念

参考文献
[1]藤﨑ほか，NUMO セーフティケースの開発-（5）閉鎖後長期の安全評価-，原子力学会 2016 年春の年会，2016.

*Keisuke Ishida, Kiyoshi Fujisaki, Katsuhiko Ishiguro, Masaki Tsukamoto, Manabu Inagaki and Hiroyuki Umeki
Nuclear Waste Management Organization of Japan

ＬＬW埋設施設の放射能濃度計算手法の改良について

Improvement of radioactive concentration calculation method of LLW facility.

*竹内 博[1]，中居 邦浩[1]，本山 光志[1]，金 泰裕[2]
隅谷 尚一[3]，森本 恵次[3]，脇 寿一[3]，辻 慎太郎[3]
[1]日揮(株)，[2]東北電力(株)，[3]関西電力(株)

低レベル放射性廃棄物の埋設処分の検討に用いる放射性核種の放射能量を設定するために、炉内構成材料、燃料中等の元素組成、炉内の核種移行挙動等を考慮して評価する手法を最新の埋設実績、炉内構成材料の分析結果等を反映して改良した。

キーワード：低レベル放射性廃棄物，放射性核種，放射能量，埋設処分，安全評価

１．諸言

本報告は、PWR 及び BWR 原子力発電所の運転に伴い発生する固体状の放射性廃棄物における各放射性核種の放射能量を評価する手法の改良を検討したものであり、今後埋設処分を検討している放射性廃棄物（充填固化体）を対象としている。

２．計算手法の改良

六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター1 号埋設施設の事業許可申請放射能量検討時（以下、従前という）に使われた計算手法を基に、以降に得られた種々の知見を取り入れ、以下の改良を実施し検証を行った。

- 炉内構成材の見直し：使用材料を新たに調査・設定し、燃料被覆管等の燃料構成材も評価対象に加えた。
- 炉水起源核種の考慮：炉水及び炉水中に含まれる不純物・添加剤を生成源とした核種を考慮した。
- 元素組成データの蓄積：従前は工業規格、IAEA 技術文書、NUREG 等の文献値による設定であり、データがない元素は考慮していなかったが、その後の分析データの蓄積等により希ガスを除く全安定元素の濃度を設定した。炉水についても薬品の検査成績書等より主な不純物・添加剤の濃度を設定した。
- 実廃棄体データによる設定：従前は主な核種について炉水中の Co-60，I-131 濃度より CP，FP 核種の割合を設定し算出したが、本検討では実廃棄体の Ni-63，Cs-137 濃度を用いて設定した。

腐食生成物・燃料から生成する放射性核種については、生成源の炉内構成材及び燃料に対して放射化／燃焼計算により材料別の核種組成を設定し、炉内構成材については新たに調査・集計した材質別の接液面積比と相対溶出率より核種組成を設定した。廃棄物中の平均的な核種組成は炉水中と同一と仮定し、炉水中の放射性核種については腐食生成物からの炉水への移行及び放射性崩壊、浄化系等での炉水から樹脂等への移行等を考慮した。腐食生成物と燃料の寄与率については、廃棄体中の Ni-63（腐食生成物起源代表）及び Cs-137（燃料起源代表）それぞれの実績値における平均濃度より設定して合算した。

炉水中で生成される放射性核種については、放射化計算結果と炉心部の水量より出力当たりの核種別生成速度を評価し、平成 23 年度までの全発電所の運転実績より総生成量を設定し、浄化系等での炉水から樹脂等への移行及びドレンによる排出以外の全量が廃棄物に蓄積されるとして放射能量を設定した。

３．検証結果

今後処分を検討している充填固化体における放射性核種について、PWR と BWR の本数比が 1:1 であると仮定し、半減期 1 ヶ月以上の 170 核種（希ガス除く）に対して核種別の総放射能量（計算値）を設定した。次に、六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターにおける PWR：BWR それぞれの搬出実績における申請核種の充填固化体 1 体当たりの平均濃度より、申請 11 核種の総放射能量（実績値）を設定した。結果を比較すると、従前より実測値で設定していた H-3,C-14 及び減衰の影響がある Co-60 を除き、計算値は実績値の概ね 1 桁以内のばらつきとなった（図 1）。また、計算値による核種組成比と 1/2 号埋設施設申請放射能量を Ni-63 で規格化した組成比を比較した結果、計算値がより実績値に近い値となった（図 2）。

この結果より、本計算手法は今後の埋設処分の安全評価等にも適用可能であると考えられる。

表　実績値による放射能量設定　　単位：Bq

H-3	C-14	Co-60	Ni-59	Ni-63	Sr-90
1.6E+12	2.0E+11	2.7E+11	5.1E+09	5.6E+11	6.7E+10
Nb-94	Tc-99	I-129	Cs-137	全α	
8.1E+08	7.4E+06	8.4E+05	7.3E+10	7.0E+10	

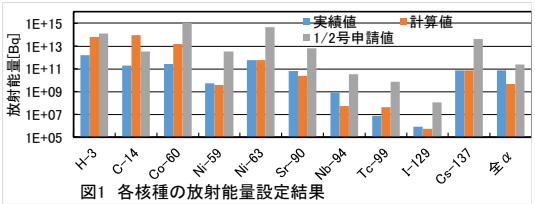


図1　各核種の放射能量設定結果

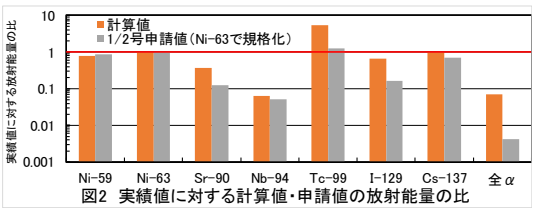


図2　実績値に対する計算値・申請値の放射能量の比

４．今後の予定

今後、埋設処分の安全評価、重要核種選定等に用いる核種組成の設定に本計算手法を適用する予定である。

参考文献

*1：原子力バックエンド研究 Vol. 22 (2015) No. 2 p. 53-60

Hiroshi Takeuchi[1], Kunihiro Nakai[1], Mitsushi Motoyama[1], Yasuhiro Kon[2], Naokazu Sumitani[3], Keiji Morimoto[3], Toshikazu Waki[3], Shintaro Tsuji[3]
[1]JGC Corporation, [2]Tohoku Electric Power Co., Inc., [3]The Kansai Electric Power Co., Inc.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-1 Basic Properties

[1I01-06] Fundamental property

Chair: Masahiko Osaka (JAEA)

Mon. Mar 27, 2017 10:15 AM - 11:55 AM Room I (16-304 Building No.16)

[1I01] Evaluation of thermal conductivities of (Ce,Gd)O2-x by Laser flash method and Molecular dynamics analysis

*MAO VAN PHAM[1], Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1], Kazuya Idemitsu[1] (1. Kyushu University)

10:15 AM - 10:30 AM

[1I02] Application of Thermodynamics for oxidation of Fe-Cr alloy in humid environment at a high temperature

*Hiroyuki Serizawa[1], Takahito Ohawa[1], Yuji Ohishi[2], Yoshiyuki Nemoto[1], Keietsu Kondo[1], Shohoji Nobumitsu[3], Yoshiyuki Kaji[1] (1. JAEA, 2. Osaka Univ., 3. Laboratório Nacional de Energia e Geologia, Laboratório de Energia)

10:30 AM - 10:45 AM

[1I03] Partitioning of Cs and Mo in steam environment

*Thi Mai Dung Do[1], Supamard Sujatanond[2], Toru Ogawa[3] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Thammasat University, 3. Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM

[1I04] First-principles calculations of physical properties of MOX fuels

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[1I05] Small Punch Test using Digital Image Correlation Technique

*Masao Itatani[1], Yuji Kitsunai[1], Seiji Sakuraya[1] (1. Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.)

11:15 AM - 11:30 AM

[1I06] Development of accident tolerant control rod

*Kinya Nakamura[1], Hirokazu Ohta[1], Takanari Ogata[1] (1. CRIEPI)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

$(Ce,Gd)O_{2-x}$ の熱伝導率評価:レーザーフラッシュ法及び分子動力学法による解析

Evaluation of thermal conductivities of $(Ce,Gd)O_{2-x}$ by laser flash method and molecular dynamics analysis

*ファム ヴァン マオ [1]，有馬 立身 [1]，稲垣 八穂広 [1]，出光 一哉 [1]
[1] 九州大学

UO_2 の模擬物質として CeO_2 を用い、Gd_2O_3 を最大 15wt%混合し、焼結体を作製した。それらの熱伝導率をレーザーフラッシュ法および MD 法で評価した。

キーワード：CeO_2，バーナブルポイズン，熱伝導率，レーザーフラッシュ法，MD 法

1. 緒言

LWR 燃料には燃焼反応度を制御するためにバーナブルポイズンとして Gd_2O_3 が装荷される。一方、Gd_2O_3 混合により燃料の熱伝導率が低下し、燃料ペレットの中心温度上昇を引き起こす。本研究では UO_2 の模擬物質として CeO_2 を用い、Gd_2O_3 を最大 15wt%混合し、Gd_2O_3 混合の熱伝導率への影響を定量的に評価した。それらの熱伝導率はレーザーフラッシュ法（LF 法）および分子動力学法（MD 法）で評価した。

2. 実験

2-1. 試料：CeO_2-Gd_2O_3 混合粉末を一軸加圧し、大気中 1873K で焼結した。試料の形状は、直径約 5mm、厚さ 0.95mm の円板状とした。Gd_2O_3 混合の結晶構造への影響を蛍石構造の格子定数から評価した。

2-2. LF 法：測定温度は室温から 873K であった。比熱も熱拡散率と同時に測定した。熱伝導率λは、試料密度ρ、熱拡散率α及び比熱 Cp より、$\lambda = \alpha \cdot Cp \cdot \rho$ の関係から算出した。

2-3. MD 法：平衡 MD 法を用いて、Gree-Kubo の関係から $(Ce,Gd)O_{2-x}$ の熱伝導率を導出し、実験結果と比較した。尚、MD 法の解析結果は当日紹介する。

3. 結果および考察

結果の一例を以下に示す。X 線回折法により Gd_2O_3 濃度とともに $(Ce,Gd)O_{2-x}$ の格子定数が大きくなることを確認した（Fig. 1）。LF 法では Gd_2O_3 濃度の上昇により、熱伝導率が低くなることが分った（Fig. 2）。更に、873K 以下において $(Ce,Gd)O_{2-x}$ と $(U,Gd)O_{2-x}$ の熱伝導率には差があることが判明した。

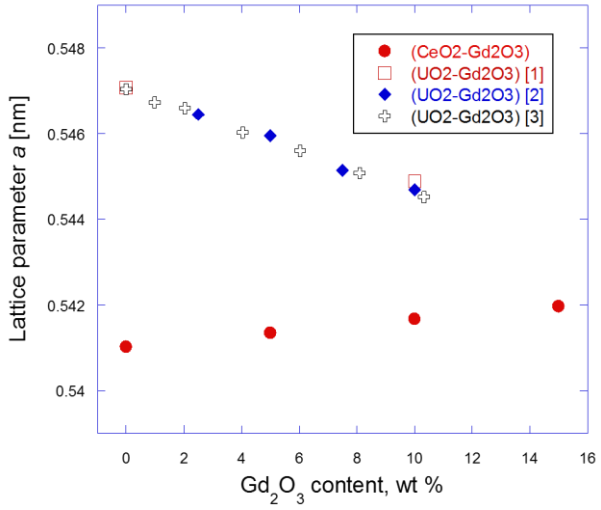


Fig. 1. Lattice parameter of CeO_2-Gd_2O_3 and UO_2-Gd_2O_3, as a function of Gd_2O_3 content (wt%).

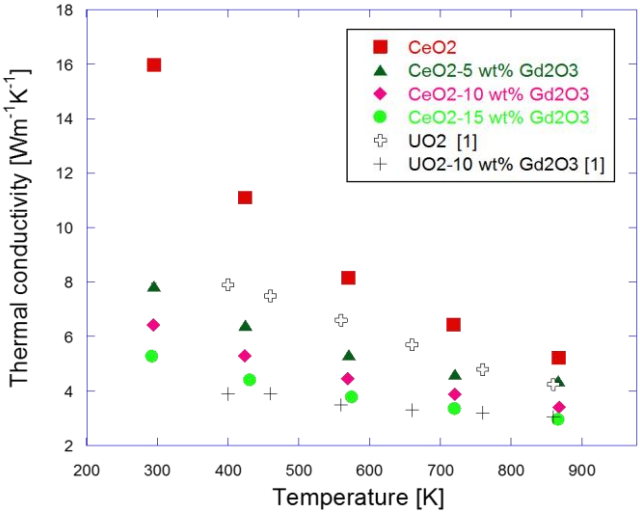


Fig. 2. The thermal conductivity of CeO_2-Gd_2O_3 and UO_2-Gd_2O_3 as a function of Gd_2O_3 content (wt%).

参考文献

[1] K. Minato, T. Shiratori, H. Serizawa, et al., J. Nucl. Mater. 288 (2001) 57-65.
[2] K. Kapoor, S.V. Ramana Rao, Sheela, et al., J. Nucl. Mater. 321 (2003) 331-334.
[3] S. Fukushima, T. Ohmichi, A. Maeda, et al., J. Nucl. Mater. 105 (1982) 201-210.

*Pham Van Mao[1], Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1], Kazuya Idemitsu[1]
[1]Kyushu University

Fe-Cr 合金の高温水蒸気酸化反応に対する熱力学の適用

Application of Thermodynamics for oxidation of Fe-Cr alloy in humid environment at a high temperature

*芹澤 弘幸[1]，大澤 崇人[1]，大石 祐二[2]， 根本 義之[1]、近藤 啓悦[1]，正法地 延光[3]，加治芳行[1]
[1]原子力機構，[2]大阪大学，[3]国立地層及びエネルギー研究所(ポルトガル)

A new reaction model for evaluating the activity of oxygen and hydrogen atoms of H_2O molecules is proposed. The surprisingly high value of the activity implies that the production process of volatile metal hydroxides might be reconsidered.

キーワード：Steam, Turbine blades, Oxidation reaction, nonequilibrium, Thermodynamics, Stainless steel

1. 緒言

Fe-Cr 系合金材料は、水蒸気発電用タービンブレードやバイオマスプラントの配管として使用されているため、高温水蒸気中での酸化挙動解明に、多くの予算と時間が費やされてきた経緯がある。しかしながら、その酸化挙動については、未だに不明な点が多い。本研究では新たな反応モデルを提案し、非平衡状態にある水蒸気中の酸素の活量を明らかにして、実際に起こっている水蒸気反応について考察する。

2. 熱力学モデルの提案

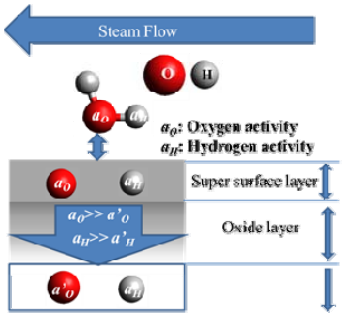


図 1 本研究の反応モデル

気相が解離平衡に達しない場合に、その非平衡性が反応に大きく影響することは、良く知られている。Katsura は、NH_3 気流による窒化反応により、高温でも N_2 では生成できない高窒素含有量の α-U_2N_3 が低温で生成できることに着目し、不安定なアンモニア中の窒素及び水素活量を熱力学的に評価した。我々は、その手法を水蒸気酸化に応用しようと考えたが、Katsura による手法では、気相と固相が定常状態にあると仮定されており、酸化反応が進む Fe-Cr 系合金と水蒸気との反応系に直接適用することはできない。そこで、気相と酸化物相の間に、図 1 に示す Supper Surface Layer（SSL）の存在を仮定したモデルを考案し、SSL と気相の間に定常状態が発現するとして、不安定な水蒸気中の酸素の活量を評価した。

3. 結論

本モデルを用いて計算した、水蒸気中の酸素の活量を図 2 に示す。図 2 の横軸は酸化ポテンシャルであり、$\Gamma_o = P_{H2O}/P_{H2}$ と定義される。また、a_o=1 の点線は、水蒸気が平衡状態にある場合を示している。図 2 から、温度が高くなるほど、また解離度が平衡状態からずれればずれるほど、気相中の酸素の活量が、同時に反応系に存在するはずの酸素と比較して 1000 倍以上と、著しく大きくなることがわかる。エントロピーの増加を考慮する必要はあるが、揮発性の Cr 水酸化物生成の際には、酸素よりも水蒸気が優先的に Cr_2O_3 と反応する可能性があり、その場合水素が発生するために注意を要する。

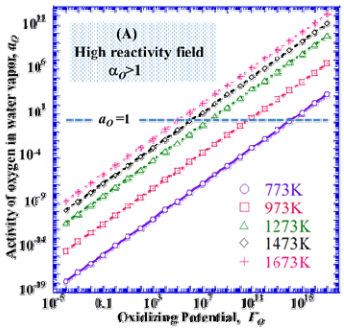


図 2 酸素活量の計算結果

参考文献

[1] M. Katsura, *Journal of Alloys and Compounds,* 182(1992)91-102.

H. Serizawa,[1] T. Osawa, [1] Y. Ohishi, [2] Y. Nemoto,[1] K. Kondo, [1] N. Shohoji [3] , Yoshiyuki Kaji [1]
[1]JAEA, [2]Osaka Univ., [3] Laboratório Nacional de Energia e Geologia, Laboratório de Energia

Partitioning of Cs and Mo in steam environment

*Thi-Mai-Dung Do[1], Supamard Sujatanond[2], Toru Ogawa[1,3]
[1]Nagaoka University of Technology, [2]Thamasat University, [3]Japan Atomic Energy Agency

Abstract The effect of steam on the partitioning of Cs and Mo was calculated at temperature ranging from 1200-2600 K was calculated at total pressures of 75 and 3.5 bar, which correspond to those before and after RPV depressurization. The reaction of Cs_2MoO_4 (g) with steam was better described by taking into account the participation of $Cs_2Mo_2O_7$.

Keywords Severe accident, CsOH, Cs_2MoO_4-MoO_3, thermodynamics

Introduction

Cesium is one of the key fission products in the consequence analysis of severe accident of the Light Water Reactor. Traditionally, cesium has been considered to form mainly CsOH, while some Cs forms CsI to an extent corresponding to the iodine inventory. Recently, however, the importance of cesium molybdate, Cs_2MoO_4, has been recognized in view of the Phebus test results [1].

During the whole course of the severe accident of BWR, the oxygen potential, $p(O_2)$ should be high enough for stabilization of Cs_2MoO_4 in the steam dome region. However, the effect of steam on the partitioning of Cs_2MoO_4 and CsOH is not yet clear. In the equilibria, higher molybdates of cesium such as $Cs_2Mo_2O_7$ play some role as we can postulate the reaction: $2Cs_2MoO_4(g) + H_2O(g) = 2CsOH(g) + Cs_2Mo_2O_7(g)$. Therefore, we performed detailed analyses of Cs-Mo-O-H system at high temperatures. We have constructed a thermodynamic model of Cs_2MoO_4-MoO_3 pseudo-binary system [2]. Also we have studied the vaporization and deposition of $Cs_2Mo_2O_7$ in both dry and humid atmosphere [3, 4]. Those studies form the basis to study the partitioning of Cs and Mo in the accident conditions.

Thermodynamic analysis

The thermodynamic calculation were taken from ref. [2] and JANAF database. As an example, Fukushima Daiichi Unit-1 (1F) contained 1140 mol-Cs/core (154kg-Cs/core). Molybdenum inventory was about 1850 mol/core (180kg-Mo/core). Therefore, there is enough Mo to form Cs_2MoO_4 as long as the inventory is concerned. In a MELCOR analysis [5], there was 2×10^6 mol (~ 40,000 kg) of steam generated in the core region. Then, the average molar flow ratio of $H_2O(g)$/Cs was about 2,000. The molar flow ratio $H_2(g)/H_2O(g)$ would typically range from 1/100 to 1 due to the analysis. Referring to the MELCOR time-to-failure model, T (fuel) < 2600 K was assumed in the calculation. The calculations were done at the total pressure of 75 bar and 3.5 bar, which represent the RPV pressure before and after the depressurization. Free energy minimizer ChemSage [6] was used for the calculation. Iodine was excluded in this analysis in order to focus on the equilibria in the Cs-Mo-O-H system.

Results

Fig. 1 shows the partial pressure of different species at in the total pressures at 75 bar and 3.5 bar. The solid and dash lines correspond to the molar ratio of H_2/H_2O at 1 and 1/100, respectively. The relative importance of Cs_2MoO_4 and CsOH is not very sensitive to the H_2/H_2O ratio. On the other hand, the total pressure has a significant effect: CsOH(g) becomes more predominant at lower temperature regions with increasing pressure. Although Mo is preferentially partitioned also to H_2MoO_4 at the damaged core region, it will be transferred to cesium molybdates as the gas phase cools. Importance of Cs(g) decreases rapidly, but that of $Cs_2Mo_2O_7(g)$ increases as the gas cools. The deposition of molybdates starts at ~1900K at 75bar and ~1550K at 3.5 bar.

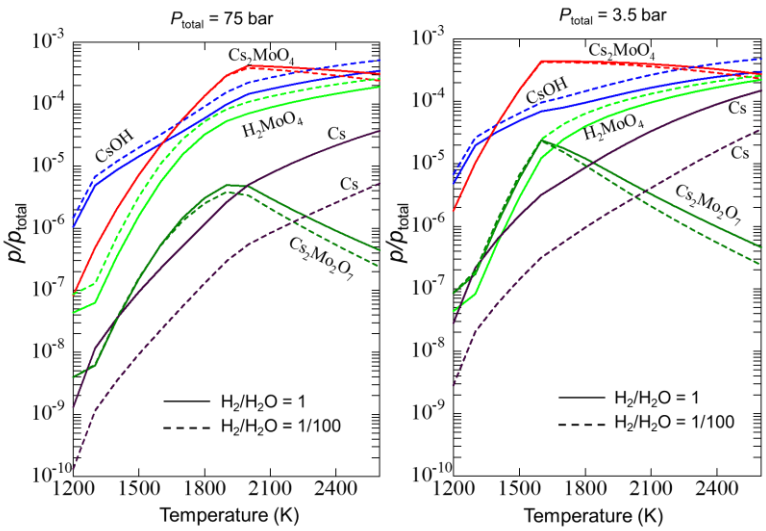


Figure 1. Partial pressure of species in core region with different molar ratio H_2/H_2O

References

[1] R. Dubourg, H. Faure-Geors, G. Nicaise, M. Barrachin, Nucl. Eng. Des. 235 (2005) 2138-2208.
[2] T. Ogawa, T.-M.-D. Do, S. Sujatanond, T. Ogitsu, Presentation No. E32 at the 2015 Annual meeting of the AESJ.
[3] S. Sujatanond, K. Ishizu, T. Ogitsu, T. Ogawa, Presentation No. F43 at the 2014 Annual meeting of the AESJ.
[4] T.-M.-D. Do, S. Sujatanond, T. Ogawa, J. Nucl. Sci. Technol (http://dx.doi.org/10.1080/00223131.2016.1273146)
[5] R. Wachowiak, Modular Accident Analysis Program (MAAP) – MELCOR Crosswalk Phase 1 Study, Electric Power Research Institute, November 2014.
[6] G. Eriksson, K. Hack, Metal. Trans. B, 21 (1990) 1013-1023

第一原理計算による MOX 燃料の物性評価

First-principles calculations of physical properties of MOX fuels

*中村　博樹[1]，町田　昌彦[1]

[1]原子力機構

核燃料の熱物性の数値シミュレーションによる評価には、経験的なパラメータを必要としない第一原理計算が多くの場合、有効である。しかしながら、MOX 燃料のような固溶体に対しては、原子数の少ない系にしか適用できない第一原理計算を用いるのは難しい。本発表では、合金の解析などに使われている Special Quasirandom Structure 法を用いた MOX 燃料の物性評価の有効性について議論する。

キーワード：MOX 燃料，第一原理計算

1. 緒言

MOX 燃料を始めとする核燃料物質は取り扱いの制限や高温での実験の困難さのため、測定によって詳細な物性を得ることが簡単ではない。それゆえに、数値計算によって測定された物性値の精度を補間していくことは燃料開発やシビアアクシデントの解析において重要な役割を担ってくる。物性評価のための数値計算手法としては、経験的なパラメータを必要としない第一原理計算を用いるのが最も信頼性が高いと考えられる。しかしながら、MOX 燃料のような固溶体に対しては、比較的小さな系しか扱えない第一原理計算を用いて物性を直接、評価するのは困難である。この問題に対して、合金などでは Special Quasirandom Structure (SQS)[1]と呼ばれる方法を用いた解析が行われている。本発表では、SQS 法を用いた第一原理計算が MOX 燃料の物性評価に有効かどうかを確認する。

2. 計算方法

対象とする物質は $Th_{1-x}Pu_xO_2$ とした。これは、他のアクチニド酸化物と違い、磁性を持つ可能性が低いからである。この物質に対して 2×2×2 のスーパーセル（アクチニド原子 32 個、酸素原子 64 個）を用意し、SQS 法によりアクチニド原子の位置に Th と Pu を最適に配置した構造を作成した（図 1）。これらに対して第一原理計算を実行し、格子定数などの x 依存性を調べた。

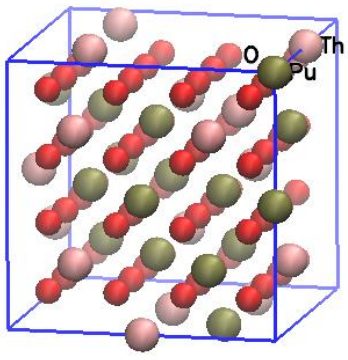


図 1 ：$Th_{16}Pu_{16}O_{64}$ の SQS

3. 結果・考察

計算によって得られた格子定数などの物性値は実験値をよく再現する結果が得られたが、一部においては期待と異なる結果も見られた。発表では、SQS 法の適用可能性などを議論する。

参考文献

[1] A. Zunger, S.-H. Wei, L. G. Ferreira, and J. E. Bernard, Phys. Rev. Lett. 65, 353 (1990).

*Hiroki Nakamura[1], and Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

デジタル画像相関法を応用したスモールパンチ試験

Small Punch Test using Digital Image Correlation Technique

*板谷 雅雄[1]，橘内 裕寿[1]，櫻谷 誠司[1]

[1]日本核燃料開発

炭素鋼冷間加工材のスモールパンチ(SP)試験にデジタル画像相関法(DIC)を適用して試験片の変位およびひずみ測定を実施した結果、DIC により測定した変位は有限要素法(FEM)解析による結果と良く一致した。

キーワード：スモールパンチ試験，デジタル画像相関法，破壊靭性

1. 緒言

今後、廃炉材を活用した破壊靭性評価などの構造健全性評価研究が進むと考えられるが、解体前に現地で大型のサンプルを採取することは困難なため、小型試験に対する要求がますます高くなる。小型試験の有力候補の一つである SP 試験に DIC を応用して変位測定精度の向上と試験片のひずみの直接測定の可能性および経験式に基づく破壊靭性評価について検討した。

2. 試験方法

供試材は SM490A の 0，5, 10, 20%冷間加工材で、試験片はϕ8mm、厚さ 0.5mm の円板とした。試験片下面に黒色塗料でランダムパターンを付与し、試験片下に 2 台の CCD カメラを設置して試験中の画像を取得した。

3. 試験結果および評価

図 1 に試験片上面の試験機による押込み変位および DIC により測定した試験片下面の変位を FEM により解析した両面の荷重-変位関係と比較して示す。試験機側の押込み変位と FEM による変位は差が大きいが、DIC により測定した下面の変位は FEM による結果と良く一致しており、変位の測定精度が改善されたことがわかる。押込み変位には測定系の微小な変形や遊びが影響しているためと考えられる。

ここでは詳細は割愛するが、亀裂発生点でひずみが大きくなる様子を捉えることができた。また、原子力学会より提案されている SP 試験方案(1992)の式による破壊靭性の推定結果は加工率によっては J_{Ic} 試験との差が大きい場合があり、今後の検討課題である。

SP 試験、FEM 解析および結果の評価について INSS 釜谷昌幸氏に協力いただいた。記して謝意を表す。

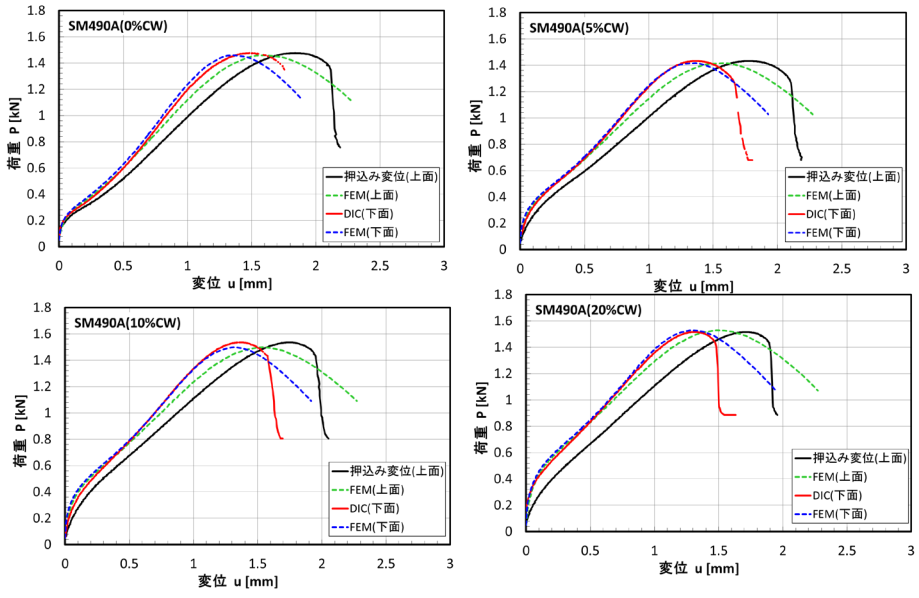


図 1　SP 試験中の変位測定結果

*Masao Itatani[1], Yuji Kitsunai[1] and Seiji Sakuraya[1]

[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.

事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発
(2) 新型中性子吸収材と高温水蒸気の反応

Development of accident tolerant control rod
(2) Reaction of candidate neutron absorber with high-temperature steam

*中村勤也[1]，太田宏一[1]，尾形孝成[1]
[1]電力中央研究所

軽水炉用新型中性子吸収材の性能確認試験の一環として、希土類酸化物 RE_2O_3（RE：Sm、Eu、Gd）および RE 含有混合酸化物と高温水蒸気の反応試験を実施した結果、$(RE,Zr)O_2$ および $(RE,Hf)O_2$ 固溶体は、少なくとも 1200℃以下まで、熱化学的安定性および形状安定性が高いことが示された。
キーワード：中性子吸収体材、事故耐性制御棒、高温水蒸気、希土類酸化物、軽水炉

1. 緒言

原子力の継続的な自主的安全性向上への取り組みの一貫として、国内外で事故耐性燃料・材料の研究開発が行われている。これらは、過酷事故発生時の事象進展の猶予、可燃性ガス発生量の削減、ならびに放射性物質の排出抑制が期待される。電中研は、通常運転時の制御棒の基本性能を向上させるとともに、過酷事故時に燃料棒に先行して溶落せず、燃料デブリ形成時もウランと同伴することが期待される新型中性子吸収材（RE_2O_3-ZrO_2 または RE_2O_3-HfO_2、RE:希土類元素）からなる制御棒を提案している。これまでに、現行の中性子吸収材と同等以上の反応度価値、ステンレス鋼製制御棒被覆管との高温共存性、凝縮水との良好な共存性等が確認されている[1-3]。一方、RE_2O_3 単体は、常温付近で水分や CO_2 と反応して変質することが知られており、事故時に制御棒が破損し高温水蒸気との反応により化学的特性が変化したり形状を喪失したりすることが懸念される。本研究では、RE_2O_3 単体および RE 含有混合酸化物を対象に、冷却材喪失事故条件に至るまでの 1200℃以下における高温水蒸気との反応試験を行った。

2. 試験条件

RE_2O_3 単体または混合酸化物 RE_2O_3-xMO_2（RE:Sm, Eu, Gd, M:Zr, Hf, x=0, 20, 50, 67 mol%）の粉末（約 0.1g）または焼結体（約 1～3g）の試料を Al_2O_3 容器に入れ、Ar 気流中、所定温度（150℃、250℃、1200℃）の定常状態に達したのち、Ar-20vol%水蒸気混合ガスに切り替え、等温時の試料重量変化を測定した。一部の試料は、昇温速度 10℃/min の昇温過程で測定した。試験には熱重量分析装置を用い、キャリアガス流量は 100 mL/min、等温保持時間は最大 8 日とした。X 線回折装置により試験前後の試料の結晶構造を同定した。

3. 試験結果

高温相 monoclinic(m)-Eu_2O_3 焼結体を 1200℃まで等速昇温した時、試料の重量変化は 0.01wt%以下であり形状変化は見られなかった。続いて、同試料を 150℃に保持すると 36 時間後に重量が増加し始め、96 時間後までに hexagonal(h)-$Eu(OH)_3$ に変化し粉体化した（図 1 参照）。一方、低温相 cubic(c)-Eu_2O_3 は、h-EuOOH を形成した。250℃保持試験では、RE_2O_3 単体はいずれも h-REOOH となり、粉末試料を用いた際の反応速度は c-Eu_2O_3, m-Sm_2O_3, m-Eu_2O_3, c-Gd_2O_3 の順に低下した。これらより、EuOOH の安定温度領域は既報の 305～470℃[4]よりも低温側に広がり、結晶構造に依存することが示唆された。一方、fluorite(f) RE_2O_3-50mol% MO_2 単相および pyrochlore(p) RE_2O_3- 67mol%MO_2 単相組成は、RE 元素の種類、Zr または Hf に係わらず、少なくとも 1200℃以下では 96 時間まで形状、重量ならびに結晶構造に有意な変化は見られなかった。これより、f 単相および p 単相の RE_2O_3-MO_2 固溶体は、冷却材喪失事故条件に至るまでの 1200℃以下では、熱化学的安定性ならびに形状安定性が高いことが示された。

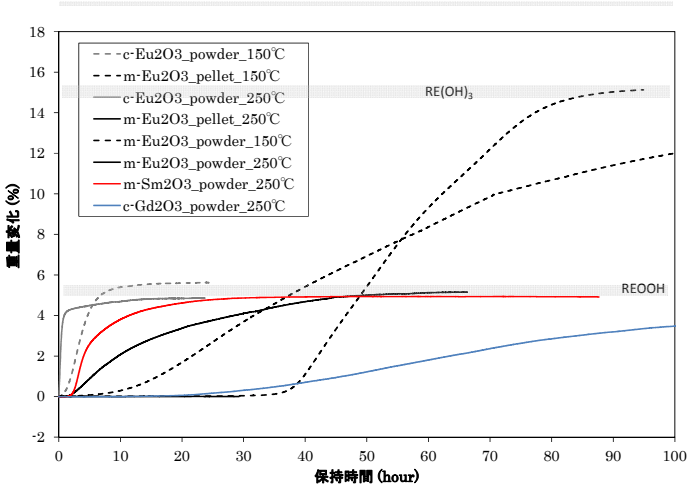


図 1　RE_2O_3 試料の重量変化曲線

参考文献

[1] 太田ら、電中研報告 L13005 (2014).
[2] 太田ら、原子力学会 2016 秋の大会、2E03.
[3] H. Ohta et al., TOP Fuel 2016.
[4] 足立吟也編者、「希土類の科学」、化学同人、(1999).

*Kinya NAKAMURA[1], Hirokazu, OHTA[1], Takanari OGATA[1], [1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[1I07-12] FP behavior

Chair: Hiroyuki Serizawa (JAEA)

Mon. Mar 27, 2017 2:45 PM - 4:25 PM Room I (16-304 Building No.16)

[1I07] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

*Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Juntaro Takada[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[1I08] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

*Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[1I09] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

*Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[1I10] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

*Masaaki Kobata[1], Tetsuo Okane[1], Keisuke Kobayashi[1], Kenji Ohwada[2], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

3:30 PM - 3:45 PM

[1I11] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

Shuhei Miwa[1], Naoya Miyahara[1], Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], *Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM

[1I12] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

*Hiroto Ishii[1], Ken Kurosaki[1,2], Yukihiro Murakami[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[3], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1. Osaka University , 2. JST PRESTO, 3. University of Fukui)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

核分裂生成物化学挙動の解明に向けた基礎研究
（1）核分裂生成物放出移行挙動再現実験装置 TeRRa の基本性能

Fundamental Research on Fission Product Chemistry

(1) Basic performance of the reproductive test facility of fission product release and transport (TeRRa)

*宮原 直哉[1]，三輪 周平[1]，高田 準太郎[1]，逢坂 正彦[1]

[1] 日本原子力研究開発機構（JAEA）

軽水炉シビアアクシデント時における核分裂生成物の溶融炉心から原子炉格納容器への放出移行挙動を再現し，その化学性状に関する実験データを取得するための実験装置 TeRRa を製作し，基本性能を確認した。

キーワード：軽水炉シビアアクシデント，核分裂生成物，放出移行，再現実験

1. はじめに

軽水炉シビアアクシデント時のソースターム評価の精度を向上させることは，既設軽水炉の安全性向上や，福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた炉内状況把握において重要である。JAEA では，ソースタームを評価する上で不確実さが大きい核分裂生成物（以下，「FP」）の化学挙動に着目し，炉内各所における FP の化学反応を解明し，データベース化することを目的とした基礎研究を実施している。データベースを構築するためには，放出移行時の一連の FP 挙動を解析する必要があるため，それらの挙動を再現した実験により，沈着物や浮遊物の化学的な性状に関する実験データを得ることが不可欠である。そこで，FP 放出移行挙動再現実験装置 TeRRa（Test bench for FP Release and tRansport）を設計・製作し，基本性能を確認した。

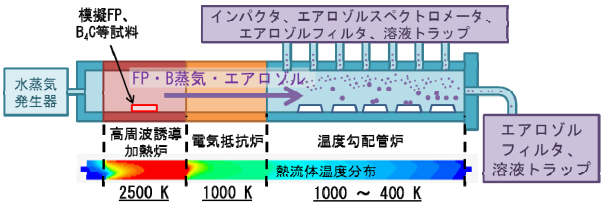


図1　TeRRaの概念図

2. TeRRa の概要及び基本性能

図 1 に TeRRa の概念図を示す。TeRRa は，2500 K まで昇温可能な高周波誘導加熱炉と，線形的な温度勾配（1000～400 K）をつけた温度勾配管炉を持ち，高温にて模擬試料から蒸発した FP を，水蒸気濃度を制御した Ar ガスによって低温部へと移行させることで，溶融炉心から原子炉格納容器までの FP が経験する温度及び雰囲気履歴を模擬している。TeRRa では，装置加熱炉内への沈着物だけでなく，浮遊物を捕集，分析可能であることに特徴を有する。一例として，蒸発させた CsI を Ar ガスにより温度勾配管内へ移行させ，浮遊するエアロゾルの粒径分布をオンライン計測した結果を図 2 に示す。1000～400 K で捕集したエアロゾルの粒径分布は異なり，低温部への移行によりエアロゾルが成長する傾向が観測された。

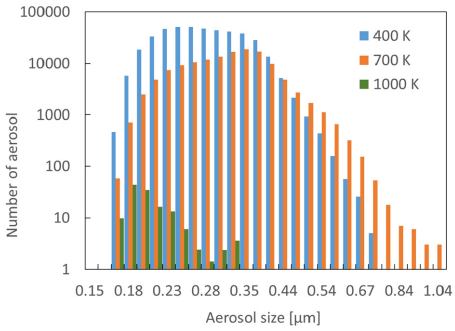


図2　温度勾配管炉内浮遊エアロゾル(CsI)の粒径分布

3. まとめ

FP 放出移行挙動再現実験装置 TeRRa により，CsI エアロゾルの生成・成長を再現でき，沈着物のみならず浮遊物を分析し，放出移行時の化学挙動を評価するための実験データが取得できることを確認した。

---

*Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Juntaro Takada[1], and Masahiko Osaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

核分裂生成物化学挙動の解明に向けた基礎研究
（2）ステンレス鋼へのセシウム付着挙動における雰囲気の影響

Fundamental Research on Fission Product Chemistry

(2) The atmospheric effect on the Cs deposition behaviors onto stainless steels

*中島 邦久[1]，鈴木 恵理子[1]，逢坂 正彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

水酸化セシウム蒸気に曝されたステンレス鋼へのセシウム付着挙動に与える雰囲気の影響を調査した。その結果、アルゴン水素混合ガスのような還元雰囲気の場合よりも、水を含んだ酸化雰囲気の方が、セシウム付着量は増大する傾向を示すことがわかった。

キーワード：セシウム，ステンレス鋼，化学吸着，再蒸発

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント(SA)時の Cs の放出移行時の主な化学種の一つである水酸化セシウム(CsOH)蒸気のステンレス鋼（SS）への吸着挙動については、これまで SS 中に含まれるケイ素（Si）やモリブデン（Mo）と $CsFeSiO_4$や Cs_2MoO_4といった Cs 化合物を生成する化学吸着現象や、Cs の再蒸発を示唆するような現象が現れることを報告してきた[1, 2]。そこで、今回は、SA 時に想定される様々な濃度の水素・水蒸気混合雰囲気が化学吸着や再蒸発などの挙動に与える影響を調査した。

2. 試験方法

Cs 吸着試験では、0～20%H_2O 濃度のアルゴン水素混合ガス（Ar-5%H_2）中で CsOH 一水和物を 1000℃で蒸発させ、下流側で 800℃に保持された SS 試験片に CsOH を吸着させた。なお、雰囲気ガス中に含まれる H_2O 濃度は、通気させる水温を変えることで制御し、H_2と H_2O 濃度評価には、質量分析計を用いた。Cs 付着量は、試験前後の重量増加量から評価した。また、元素分析機能付走査型電子顕微鏡（SEM/EDS）により吸着・再蒸発挙動を評価した。

3. 結果

Cs 吸着試験前後の試料の重量変化から、Ar-5%H_2のような還元雰囲気よりも、水を含んだ酸化雰囲気の方が、Cs 付着量は増大する傾向を示すことがわかった。また、試験後の Cs 付着層断面の SEM/EDS 分析結果（図 1）が示すように、Ar-5%H_2雰囲気の試料表面では Ar-5%H_2O-5%H_2雰囲気のように Si と Cs が共存せず、Si のみが残り、Cs が共存していないように見える。これは、吸着で生成した Cs-Si-O 化合物が Ar-5H_2雰囲気下で分解し Cs のみが再蒸発した結果である可能性があり、水を含んだ酸化雰囲気よりも Ar-5%H_2のような還元雰囲気では付着量が低下した要因の一つと考えられた。

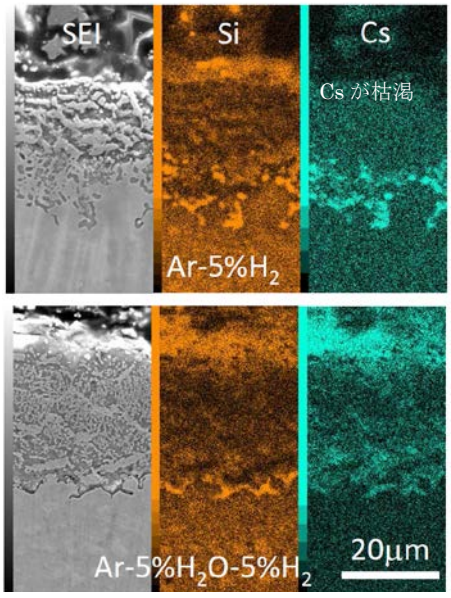


図 1　Cs 付着層断面の SEM/EDS 分析結果

参考文献

[1] F. G. Di Lemma et al., Nucl. Eng. Des. 305(2016)411　[2] F.G. Di Lemma et al., J. Nucl. Mater. 484 (2017) 174

* Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki [1] and Masahiko Osaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

核分裂生成物化学挙動の解明に向けた基礎研究
（3）$CsFeSiO_4$の蒸発挙動の雰囲気依存性評価

Fundamental Research on Fission Product Chemistry

(3) Effect of atmosphere on the vaporization behavior of $CsFeSiO_4$

*鈴木 恵理子[1]，中島 邦久[1]，逢坂 正彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

軽水炉シビアアクシデント時にセシウム（Cs）が高温の原子炉構造材へ化学吸着することにより生成する可能性がある$CsFeSiO_4$の蒸発挙動の雰囲気依存性をTG-DTA実験により評価した。空気及びAr（不活性）雰囲気下と比べて、水素を含む雰囲気下で$CsFeSiO_4$の蒸発が促進されることが分かった。

キーワード：セシウム化合物、蒸発挙動、雰囲気依存性

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント時のCs化学吸着挙動評価にかかわる基礎研究として、Cs化学吸着模擬実験を行ってきており、これまでにステンレス鋼へのCs化学吸着により$CsFeSiO_4$が生成する可能性を明らかにした[1]。一方、Csの吸着挙動は雰囲気により異なる傾向が見られており、特に水素（H_2）を含む雰囲気下では、吸着したCsが再蒸発する可能性を示唆する結果が得られている[2]。そこで、$CsFeSiO_4$の蒸発挙動を評価するため純粋な試料を調製し、TG-DTAにより重量変化の雰囲気依存性を調べた。

2. 試験方法

$CsFeSiO_4$試料は、$CsCO_3$粉末とSiO_2粉末を白金ルツボ内で純水を加えて混合して蒸発乾固し、さらにFe_2O_3粉末を加えてメノウ乳鉢で混合・成形、マッフル炉を用いて大気雰囲気下において800～1000℃で9時間加熱することにより調製した。なお、各元素の組成比がCs：Si：Fe≒1.4：1：1となるように原料粉末を混合した。調製した試料に対して粉末X線回折（XRD）を行い、存在相を同定した。TG-DTAの測定は、昇温及び降温速度20℃/min.として1300℃まで加熱することにより行った。その際の雰囲気は、空気及びAr-H_2-H_2Oとし、後者についてはH_2とH_2Oの濃度を変化させた。

3. 結果

調製した試料のXRD測定の結果、ほぼ単相の$CsFeSiO_4$が生成していることを確認した。Fig.1に、TG-DTA測定時の各雰囲気下での$CsFeSiO_4$重量損失割合を示す。空気及びAr雰囲気下では1～5%程度とほとんど蒸発しないが、H_2を含む雰囲気下では、同時に含まれるH_2O量に関わらず、最終的には30%程度の蒸発による損失が生じた。また、H_2Oを含まないAr-5%H_2雰囲気下では、より低い800℃付近から重量損失が開始したことから、特に、雰囲気中にH_2が含まれると$CsFeSiO_4$は、より揮発性の生成物が生成しやすくなると考えられる。

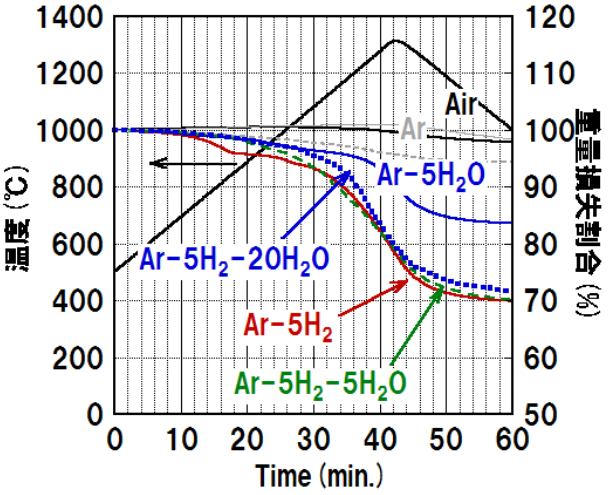


Fig.1　$CsFeSiO_4$重量損失割合の雰囲気依存性

参考文献

[1] F. G. Di Lemma et. Al., Nucl. Eng. Des. 305(2016)411　[2] 中島ら、「原子力学会2017春の年会」本シリーズ発表(2)

*Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1] and Masahiko Osaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

核分裂生成物化学挙動の解明に向けた基礎研究

(4)硬 X 線光電子分光による軽水炉シビアアクシデント時 Cs 化学吸着状態の研究

Fundamental Research on Fission Product Chemistry
(4) Chemical state of adsorbed Cesium under LWR severe accident studied by hard X-ray photoelectron spectroscopy

*小畠 雅明[1], 岡根 哲夫[1], 小林 啓介[1], 大和田 謙二[2],中島 邦久[1], 鈴木 理恵子[1], 逢坂 正彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]量子科学技術研究開発機構

軽水炉シビアアクシデント時のセシウム(Cs)の化学吸着挙動を明らかにするために、原子炉構造体に使用されるステンレス鋼への Cs の化学結合状態を硬 X 線光電子分光により調査した。試料表面に吸着した Cs の化学結合状態が、ステンレス鋼基板中の Si 含有量によって異なることを明らかにした。

キーワード：硬 X 線光電子分光、軽水炉シビアアクシデント、化学結合状態、セシウム

1. 緒言

シビアアクシデント時には、高温に熱せされたステンレス鋼に含まれるケイ素(Si)と Cs が化学反応を起こし強固に化学吸着することが想定される。従って、福島第一原子力発電所(1F)廃止措置において、炉内構造材に付着したセシウム(Cs)からの被ばく線量評価および取出し工法選定等のために、Cs の付着性状を明らかにすることが重要である。そこで本研究では、原子炉構造材試料としてシビアアクシデント条件を想定した温度・雰囲気条件下でステンレス鋼（SUS304）をベースとして Si 含有量を変化させた試験片の表面に化学吸着させた Cs の化学結合状態の分布を硬 X 線光電子分光により調べた。

2. 実験方法

Si 含有量（0.2, 1%)の異なる SS 試験片を Ar/H_2 気流雰囲気中に温度 800℃で保持し、CsOH・H_2O を加熱蒸発させ SS 基板表面に Cs を吸着させた[1]。生成された吸着層(～30 μ m)の Cs の化学結合状態の分布を明らかにするために、試料の断面を斜め研磨して観察領域を広げる工夫を行った。さらに新規に K-B ミラー(集光系)を用いて 1μm 程度に集光した放射光をプローブとして用いる高空間分解硬 X 線光電子分光を実現した。各種の工夫・改良により、Cs 吸着層の表面から SS 基板界面までの Cs 化学結合状態及び分布を評価した。

3. 結果・考察

Si 含有量の異なる SS 基板に Cs を吸着した試料の吸着界面層について測定した価電子帯の硬 X 線光電子分光スペクトルを Cs 吸着前の SUS304 基板(Si 0.2%及 1.0%)並びに標準試料 Fe_3O_4 のスペクトルと比較したものを図 1 に示す。Cs 吸着後の各試料のスペクトルにおいて結合エネルギー10～15eV に見られる構造は Cs 5*p* 準位に由来するものである。0～10eV のスペクトル構造(主に Fe 3*d* 準位の寄与)について Cs を吸着した 2 つの試料を比較すると、Si 含有量 0.2%では、界面層の価電子帯の形状が吸着前から大きく変化し、Fe_3O_4 に近くなることがわかった。講演では内殻準位の測定結果とあわせて Cs 吸着による表面界面生成物の Si 濃度依存性について議論する。

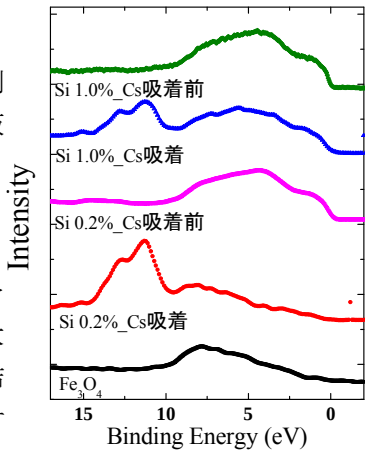


図1 硬X光電子分光により測定した価電子帯スペクトル

参考文献

[1] F.G. Di Lemma et al. / Nuclear Engineering and Design 305 (2016) 411–420

*Masaaki Kobata[1], Tetsuo Okane[1], Keisuke Kobayashi[1], Kenji Ohwada[2], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

核分裂生成物化学挙動の解明に向けた基礎研究

（5）軽水炉シビアアクシデント時のストロンチウム放出移行挙動の検討

Fundamental Research on Fission Product Chemistry
(5) On the release and transportation behavior of Strontium under an LWR severe accident

三輪 周平[1]，宮原 直哉[1]，鈴木 恵理子[1]，中島 邦久[1]，*逢坂 正彦[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

雰囲気の影響を考慮可能な放出モデルと化学平衡計算により軽水炉シビアアクシデント（SA）時のストロンチウム（Sr）の放出移行挙動に与える雰囲気の影響を検討した。水蒸気欠乏雰囲気では、水蒸気雰囲気で放出移行量の小さい Sr が有意量燃料から放出される一方で、格納容器等への移行量は低くなる可能性があることが分かった。

キーワード：ストロンチウム、放出、移行、軽水炉シビアアクシデント

1. 緒言

非揮発性 FP に分類される Sr の燃料からの放出移行挙動に関する知見は乏しいが、還元雰囲気において燃料からの放出が促進される可能性が示されている[1]。このため、セシウム等のγ線放出核種のみならず、収率が高くβ線を放出するストロンチウム（Sr）もソースターム上重要な核種であり、特に福島第一原発（1F）廃炉に向けたデブリ取出し作業における被ばく管理の観点でも考慮が必要である。そこで、Sr の放出移行挙動に与える雰囲気の影響を評価するために化学平衡計算を用いて放出移行時の化学形を予測した。

2. 解析方法

燃料からの Sr の放出量は、雰囲気の影響を考慮可能な放出モデルである CORSOR-O モデルを用いて計算した。温度条件は、1F 1 号機に対する評価値[2]を参考に、昇温速度 15 K/min、最高温度 2400 K とした。Sr の放出量を 20 分間ごとに積算し、化学平衡計算により Sr の蒸気種とその生成量を評価した。また、放出された Sr 蒸気種が低温部へ移行していくことを想定して、温度を 150 K ずつ低下させて化学平衡計算を行った。その際、凝縮相はその温度で配管等に沈着してより低温部へは移行しない仮定で計算を行った。雰囲気としては水蒸気及び水蒸気欠乏の 2 条件で計算を行った。

3. 結果・結論

右図に燃料から放出された時点の Sr 蒸気種とその生成量を計算した結果を示す。水蒸気欠乏雰囲気で Sr の放出量は高く、蒸気圧の高い単体 Sr として放出することが分かった。移行時においては、水蒸気雰囲気では化学形は放出時から変化せずに $Sr(OH)_2$ として移行する一方で、水蒸気欠乏雰囲気では単体 Sr が低揮発性の SrO 等に変化することが分かった。このことから、水蒸気欠乏雰囲気において Sr の放出は促進されるが、移行時は低揮発性の化合物への変化により比較的高温部で凝縮、沈着が生じるため、格納容器等の低温部までの移行量は低くなる可能性があることが分かった。

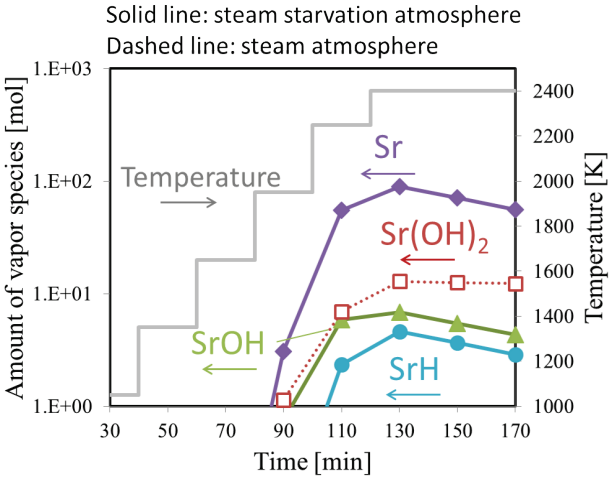


図　放出直後の蒸気種生成量（破線：水蒸気雰囲気、実践：水蒸気欠乏雰囲気）

参考文献

[1] 例えば、S. Miwa, et al. Proc. ERMSAR2015、[2] 例えば、西原 健司ら, JAEA Data/Code 2012-018

Shuhei Miwa[1], Naoya Miyahara[1], Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], *Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

表面・界面効果を考慮した溶融燃料中の揮発性核分裂生成物の挙動評価
(5) イットリア安定化ジルコニアの固体表面におけるセシウムハライドの濡れ性

Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

(5) Wettability of cesium halide on solid surface of yttria-stabilized zirconia

*石井 大翔[1]，黒崎 健[1,2]，村上 幸弘[3]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，宇野 正美[3]，山中 伸介[1,3]

[1]大阪大学，[2]JST さきがけ，[3]福井大学

イットリア安定化ジルコニアの固体表面におけるセシウムハライドの溶融時のふるまいを実験的に検証した。

キーワード：濡れ性，イットリア安定化ジルコニア，ヨウ化セシウム，セシウムハライド

1. 緒言

主要な揮発性核分裂生成物であるセシウム(Cs)とヨウ素(I)の燃料からの放出挙動を明らかにすることは、シビアアクシデント時のソースターム評価の精度向上に貢献する。これまでの研究で、CsI が固体 UO_2 表面で溶融した際に、極めて良好に濡れ広がることが確認されている[1]。またイットリア安定化ジルコニア(YSZ)多結晶表面で液体 CsI は、その極めて良好な濡れ性から、多結晶の粒界を経路として、内部にまでマクロなスケールで浸透する現象を報告した[2]。液体 CsI で確認されている特異な濡れ挙動はこれまでに報告されておらず、液体 CsI の挙動を詳しく把握することは、その放出挙動の詳細な理解の促進に貢献すると考える。本研究では液体 CsI の濡れ挙動を考察することを目的に、CsI と同じアルカリハライド化合物の溶融時の挙動を検証した。具体的には、静滴法を用いて、固体 YSZ 表面に設置したセシウムハライド CsX (X=Cl, Br, I)をそれぞれ溶融させた際の、液体セシウムハライドの溶融状態を直接観察した。

2. 結果、考察

Fig. 1. に YSZ 単結晶表面で溶融するセシウムハライドの様子を示す。溶融の様子は左から右へと時系列で示されている。(a)は CsCl、(b) は CsBr、(c)は CsI に対応している。いずれのセシウムハライドも、溶融後、直ちに固体 YSZ 表面で極めて良好に濡れ広がった。本研究の結果から CsI で確認されていた極めて良好な濡れ挙動の原因が固体表面の影響だけでなく、溶融物の化学的な性質にも影響される可能性を見出した。

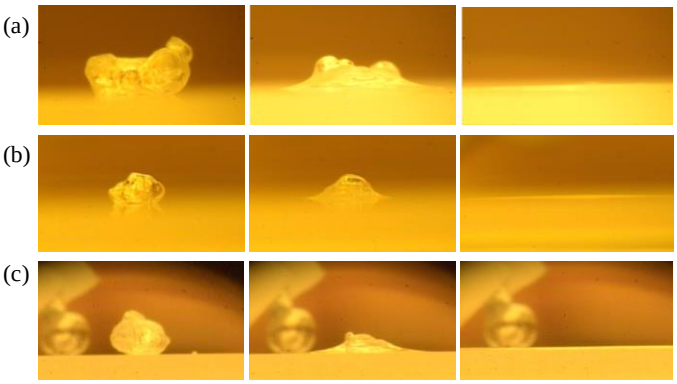


Fig. 1. YSZ 単結晶表面で溶融するセシウムハライド (a)CsCl, (b)CsBr, (c)CsI.

参考文献

[1] 黒崎健, JST, 文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ, 240404, http://www.jst.go.jp/nuclear/research/240404.html .

[2] 石井大翔, 黒崎健 *et al*, 2016年日本原子力学会秋の大会, 3B12, 久留米, 2016年9月.

*Hiroto Ishii[1], Ken Kurosaki[1, 2], Yukihiro Murakami[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta1, Masayoshi Uno3and Shinsuke Yamanaka[1, 3]

[1]Osaka Univ., [2]JST PRESTO, [3]Univ. of Fukui

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[1I13-17] characteristics of fuel cladding

Chair: Ken Kurosaki (Osaka Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 4:25 PM - 5:50 PM Room I (16-304 Building No.16)

[1I13] The evaluation on the applicability of SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

*Kenichiro Furumoto[1], Seiichi Watanabe[1], Teruhisa Yamamoto[1], Hideyuki Teshima[1], Shinichiro Yamashita[2], Fumihisa Nagase[2] (1. MNF, 2. JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM

[1I14] The evaluation on the applicability of SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

*Yoshinori Yamakoshi[1], Manabu Miyata[1], Kazuki Kirimura[1], Masatsugu Mizokami[1], Shinya Kosaka[1], Shinichiro Yamashita[2], Fumihisa Nagase[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:40 PM - 4:55 PM

[1I15] The high temperature strength anisotropy of full and/or partial-recrystallized Zr-Nb alloy

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], Nagasaka Takuya[2], Hiroaki Abe[1] (1. The University of Tokyo, 2. National Institute for Fusion Science)

4:55 PM - 5:10 PM

[1I16] The development of self-healing coating on zirconium alloy

*Zhengang Duan[1], Huilong Yang[2], Sho Kano[2], Kenta Murakami[2], Hiroaki Abe[2] (1. Tohoku University, 2. The University of Tokyo)

5:10 PM - 5:25 PM

[1I17] The Relationship between the Circumferential Strain and the Bending Strength after Quench of the Fuel Cladding Ballooned during a LOCA

*Takanori YUMURA[1], Masaki AMAYA[1] (1. JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適応性に関する評価 （１）通常運転時の燃料ふるまいの評価

The evaluation on the applicability of SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(1) Evaluations of the fuel rod behavior during PWR operational conditions

*古本健一郎[1]，渡部清一[1]，山本晃久[1]，手島英行[1]，山下真一郎[2]、永瀬文久[2]

[1]三菱原子燃料株式会社，[2]日本原子力研究開発機構

事故耐性燃料被覆管の有力な候補材料である SiC 複合材について、既設 PWR 向け 17×17 型燃料への適用を模擬した燃料挙動解析を実施し、SiC 複合材を燃料被覆管として適用する場合の課題について検討した。

キーワード：事故耐性燃料、SiC 複合材、被覆管、PWR、燃料ふるまい

1. 緒言

高温における水との反応の反応熱および水素発生が極めて少ない SiC 複合材は、事故耐性燃料被覆管の有力な候補材料の一つであるが、その諸特性は従来燃料被覆管に用いられている Zr 合金材料とは大きく異なり、既設軽水炉への適用について燃料棒設計の成立性の観点から検討する必要がある。そこで、公開の文献データを基に簡易的な SiC 複合材物性モデルを作成し、燃料設計コード（高燃焼度用 FINE）と燃料ふるまい解析コード（FEMAXI-7）を用いた既設 PWR 条件に対する解析評価を実施した。

2. SiC 複合材被覆管の燃料ふるまい解析

2-1. 解析条件

燃料棒の基本的な寸法・仕様は既存 PWR17×17 型燃料棒とした。出力履歴は典型的な 4 ループ PWR 炉心のうち、最も燃焼度が高くなる燃料棒を想定した。

2-2. 解析結果

SiC 複合材を被覆管とする燃料棒の場合、SiC 複合材の低クリープ変形および照射による熱伝導率低下に起因し、既存燃料棒の場合と比べて燃料温度が増加した（図 1）。更に、運転時の異常な過渡変化時の出力上昇を考慮すると、既存燃料寸法に基づく評価ではペレットが熱膨張により被覆管と接触し、SiC 複合材の材料強度を超える応力が発生する結果となった。そこで、被覆管およびペレットの寸法をパラメータとして感度解析を実施した結果、被覆管の薄肉化およびペレットの中空化等により燃料温度及び応力を低減することが有効な方策であることが認められた。

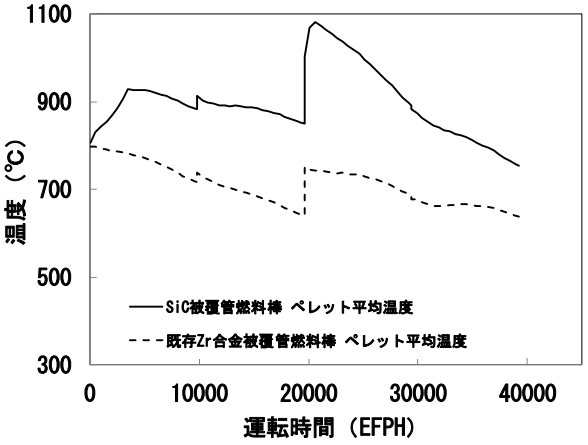


図 1　SiC および従来 Zr 燃料棒の燃料温度の解析結果

3. 結論

SiC 複合材を被覆管に適用する場合、被覆管応力の観点から燃料温度を低く抑えることが重要である。したがって今後より正確な燃料温度評価のためコード改良および物性値データ取得が必要である。本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２７年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Kenichiro Furumoto[1], Seiichi Watanabe[1] Teruhisa Yamamoto[1], Hideyuki Teshima[1], Shinichiro Yamashita[2], Fumihisa Nagase[2]

[1]Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd. [2]Japan Atomic Energy Agency

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適応性に関する評価 （2）シビアアクシデント耐性評価

The evaluation on the applicability of SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(2) Evaluations of severe accident tolerance for SiC

*山越義規[1]，宮田学[1]，桐村一生[1]，溝上優次[1]，小坂進矢[1]，山下真一郎[2]，永瀬文久[2]

[1]三菱重工業，[2]日本原子力研究開発機構

事故耐性燃料の被覆管として SiC を使用した場合のシビアアクシデント時の耐性について、暫定モデルを用いて、SA 解析コードによる評価を実施した。今後、試験により得られる物性データを用いて、事故耐性の有効性を確認する予定である。

キーワード：事故耐性燃料，SiC 複合材，被覆管，PWR，シビアアクシデント

1. 緒言

事故耐性燃料の被覆管として SiC を使用した場合のシビアアクシデント時の耐性について評価した。

2. SiC 被覆管のシビアアクシデント耐性評価

2-1. 解析条件

対象プラントは既設 PWR、対象事故シーケンスは「大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」及び「全交流動力電源喪失（SBO）＋補助給水失敗」を選定し、解析コードとしては MAAP4 コードを使用する。MAAP4 コードにおいて SiC 被覆管の特性を模擬するために、酸化反応について従来燃料被覆管の反応面積を調整することにより、SiC 被覆管相当の事象進展解析を実施する。

2-2. 評価（解析結果）

事故発生後の炉心最高温度の推移を図 1 および図 2 に示す。SiC は Zr 合金に比べて酸化反応が進まないため、従来の燃料被覆管に比べて酸化反応熱による燃料温度の上昇が抑制され、何れの事故シーケンスにおいても炉心溶融進展が遅くなることが確認された。特に、SBO の場合、従来の燃料被覆管では急激に炉心温度が最高点近くにまで到達するのに対し、SiC 被覆管では炉心温度上昇速度が緩やかであり、最高点に到達するまでの時間は数時間オーダーで延びることが確認された。また、水素発生量も大幅に低減されることが確認された。

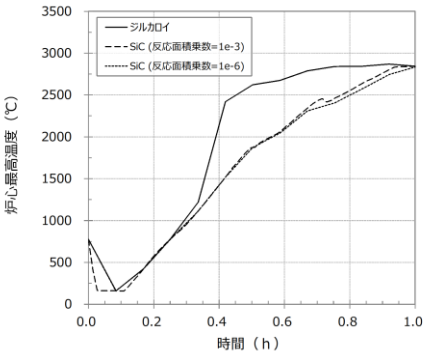


図 1 炉心最高温度（大破断 LOCA）

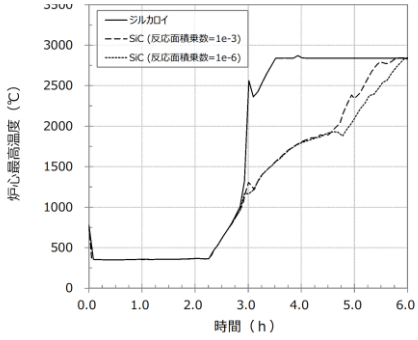


図 2 炉心最高温度（SBO）

3. 結論

SiC 被覆管を適用した場合、従来燃料の場合に比べて、炉心溶融までの時間余裕が確保でき、かつ発生水素量を抑制できるというメリットがあることを確認した。今後は、試験によって SiC の物性データを取得することで SiC モデルの精度を向上しつつ、他の事故シーケンスについても解析を実施し、SiC 被覆管の事故進展抑制効果を定量的に評価する予定である。本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Yoshinori Yamakoshi[1], Manabu Miyata[1], Kazuki Kirimura[1], Masatsugu Mizokami[1], Shinya Kosaka[1], Shinichiro Yamashita[2], and Fumihisa Nagase[2] [1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd. [2]Japan Atomic Energy Agency

再結晶/部分再結晶した Zr-Nb 合金の高温強度異方性

The high temperature strength anisotropy of full and/or partial-recrystallized Zr-Nb alloy

*叶野　翔[1]，楊　会龍[1]，長坂　琢也[2]，阿部　弘亨[1]

[1]東京大学，[2]核融合科学研究所

抄録

次世代型軽水炉燃料被覆管材料の高温強度異方性の微細組織影響を評価するため、熱処理温度 723-853 K において完全再結晶化ならびに部分再結晶化した Zr-Nb 合金に対して、温度 300-1073 K にて単軸引張試験を実施した。微細組織ならびに引張方向に依らず、0.2%耐力等の強度特性は試験温度上昇に伴い低下し、また、張試験温度 973K では破断伸びは 100%超となった。

キーワード：燃料被覆管材料, Zr-Nb 合金, 強度異方性, 高温強度

1. 緒言

次世代燃料被覆管材料として Zr-Nb 系合金の開発が進められている。これまでに本研究グループでは、Zr-Nb 系合金（Zr-1.6, 1.8, 2.5Nb）を対象とし、当該鋼が従来材料に比べ高い耐腐食特性、耐照射性、耐水素脆性を有することを確認してきた。また既往研究から Zr 系合金では 898 K 以上の高温域において高い塑性変形能を有する [1]。これは、LOCA 等の事故や異常過渡事象の際に燃料被覆管温度が上昇し PCMI による被覆管の膨張につながることから、流路閉塞の要因となり得る。そのため事故耐性評価の観点で Zr 系燃料被覆管材料の高温特性の理解は重要である。また、現行材料であるジルカロイ合金では炉型に応じて加工時の焼鈍条件が異なり、歪み取り焼鈍（RX）材と再結晶化（SR）材に区別される。これらの材料では、程度は異なるが集合組織を有し変形挙動の組織依存性が予測されるが、機構論的理解は十分ではない。そこで本研究では、次世代型燃料被覆管 Zr-Nb 合金の集合組織の高温強度への影響評価を目的とし、当該鋼に対し高温引張を実施し、強度異方性や再結晶組織影響、Nb 添加影響を調査した。

2. 結果と考察

管状形状の Zr-1.8Nb と Zr-2.5Nb に対して冷間圧延を行い、その後、853 K×50 h の再結晶化焼鈍処理および 723 K×4 h の歪み取り焼鈍処理を行った（共に焼鈍後炉冷）。それぞれ RX 材と SR 材と称する。引張試験片試料を圧延方向に垂直および水平方向となるように切り出した。これらに対し、試験温度 573~973 K にて歪速度 10^{-3} /s で引張試験を実施した。その結果、引張方向ならびに Nb 添加量、微細組織（RX と SR 材）の違いに依らず 0.2%耐力や最大引張強さは試験温度の上昇に伴い低下し、また、973K 以上では破断伸びが >100%となった。

3. 結論

Zr-Nb 系合金の高い高温変形能を示した。これに対する試料切り出し方位と Nb 添加の影響は実験条件範囲内では確認されなかった。当日は EBSD 解析結果について合わせて報告し、機械特性と微細組織特徴との相関についても述べる。

参考文献

[1] S.V. Shukla et.al., Journal Nucl. Mater., 273 (1990) 130-138.

---

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], Takuya Nagasaka[2] and Hiroaki Abe[1]

[1]The University of Tokyo, [2] National Institute for Fusion Science

The development of self–healing coating on zirconium alloy for light water reactors

*Zhengang Duan[1], Huilong Yang[2], Sho Kano[2], Kenta Murakami[2], Hiroaki Abe[2]
1 Tohoku University, 2 The University of Tokyo

Abstract: For the extension in burnup and enhancement in safety margin within a short term, a new conception of a self-healing coating has been proposed. The selection of the candidate material for the coating, the coating fabrication, and verification of the self-healing property will be conducted sequentially.

Keywords: self-healing, coating, zirconium alloy, fuel cladding,

1. Introduction

During the development of advanced fuel claddings for light water reactors (LWRs), the waterside corrosion of the fuel claddings is generally recognized as one of the main limitations to burnup extension of nuclear fuels, reducing operator refueling downtime. Moreover, accelerated hydrogen uptake in the claddings was observed at high burnups, which is also one of the most important issues limiting high burnup fuel performance from the viewpoint of cladding integrity. Many new Zr-based alloys with higher resistance to uniform corrosion and hydrogen uptake have been created by optimizing the metallurgical composition and/or manufactural process, which, however, was considered that the likelihood of further improvements making a significant difference was limited. Currently, the coating technology has been widely applied in cladding to increase water corrosion and wear resistance due to its outstanding profits. The major benefit is the economics as the resistances can be improved using a coating on existing Zr-based claddings without the necessity to modify the base materials, contributing to the possibility for commercial application in the very near term (5 years or less). Additionally, coated Zr-based alloys are characterized by superior properties i.e. higher melting point, lower hydrogen absorption and generation at elevated temperature, thereby mitigating severe accident consequences. In addition, the self–healing coating, which can repair the damages automatically, or by an external trigger, is much more attractive.

2. Results and conclusion

In this research, two schemes have been proposed to achieve the self-healing property. For the first scheme, the coating was designed to contain two or more kinds of oxides, at least one of which is the healing agent while others are the matrix of the coating to protect the former during the normal operation. The healing agent would be hydrated into hydrous diffusing into the crack and then transferred back to oxide form under irradiation or in loss-of-coolant-accident(LOCA), thereby repairing the cracks. What's more, the healing agent also can be induced from the coolant as the dispersion. On the other hand, the oxidation-induced crack healing was applied in the second scheme. Metal powders, disposed in the stable oxides, would be oxidized into oxides or hydroxides, accompanied by volume expansion and the formation of chemical connection in the crack wall if the metal powders were exposed to the service environment. The preliminary study has been performed to select the candidate materials for the coating according to each crack-healing mechanism. The interconversion between of the oxide powders, Fe_2O_3, ZrO_2, Cr_2O_3, NiO, Al_2O_3, ZnO, SiO_2, and TiO_2, and their corresponding hydroxide powders were investigated by autoclave experiments and γ-ray irradiation. Two SiO_2 pellets with 10wt.%Fe and 10wt.%Cr, respectively, were sintered to estimate the feasibility of the oxidation-induced crack healing. The corresponding coating fabrication also would be studied in the next step.

Acknowledgement:本研究は「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「新しい事故耐性燃料「自己修復性保護皮膜つきジルコニウム合金」の開発」による助成を受けています。

LOCA 時の燃料被覆管の膨れ量と急冷後の曲げ強度との関係

The Relationship between the Circumferential Strain and the Bending Strength after Quench of the Fuel Cladding Ballooned during a LOCA

*湯村　尚典[1]，天谷　政樹[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

LOCA 時の温度履歴を模擬した条件下で膨れ破裂及び酸化させた未照射被覆管を用いて 4 点曲げ試験を実施した。その結果、膨れ量の増加に伴い曲げ強度が低下する傾向が見られた。これは被覆管の機械強度を左右する prior-β 相厚さが膨れ量の増加に伴い減少する影響と考えられる。
Keywords：Fuel Cladding, LOCA, Quench, Circumferential Strain, Bending Strength, Four-Point-Bend Test

1. 緒言　軽水炉の冷却材喪失事故(LOCA)後の燃料形状維持は LOCA 後の長期冷却期間中における炉心の冷却性確保の上で重要であり、この評価を行う際には機械強度の知見が必要となる。特に、長期冷却期間中の燃料形状維持の評価においては LOCA 後の被覆管の曲げ強度が重要である。LOCA 時に生じる被覆管の膨れ破裂は、局所的な被覆管の薄肉化や形状の変化をもたらしその曲げ強度に影響を及ぼす可能性がある。従来の研究では、酸化後の被覆管の延性はその内部に存在する prior-β 相の厚さと密接な関係があることが示されている[1]が、これらのデータは製造時の形状を有する被覆管を主な対象として取得されたものであり、膨れ破裂の程度が被覆管の曲げ強度に及ぼす影響は十分に評価されていない。本研究では、LOCA 時を模擬して膨れ破裂、高温酸化及び急冷させた未照射被覆管試料を対象に 4 点曲げ試験を実施し、LOCA 時の膨れ量が被覆管の曲げ強度に及ぼす影響を調べた。

2. 実験　長さ約 190mm の PWR 用ジルカロイ-4 未照射被覆管にアルミナペレットを装填後、Ar ガス(初期内圧: 2～7 MPa)を封入して模擬燃料棒を作製した。この模擬燃料棒を赤外線イメージ炉を用いて Ar 雰囲気中で加熱し膨れ破裂させた。膨れ破裂後に模擬燃料棒の周方向最大膨れ量を計測し、当該部分の等価被覆酸化量(ECR)が 15%となる時間を等温酸化時の温度(1373 K)及び Baker-Just 式[2]で算出した。この算出時間の間、模擬燃料棒を再び赤外線イメージ炉にセットし水蒸気雰囲気中で等温酸化させた後、973 K まで水蒸気雰囲気中で徐冷し下部から冠水させて急冷した。その後、模擬燃料棒から端栓及びアルミナペレットを除去し、被覆管試料の膨れ破裂開口周辺に均一な曲げモーメントを作用させる 4 点曲げ試験を実施した。試験条件は、変位速度 1 mm/min、支点間距離 130 mm、荷重点間距離 72 mm とした。被覆管試料は、膨れ部が荷重点の間に来るように、また破裂開口部が下を向くように配置した。

3. 結果及び考察　本研究で得られた 4 点曲げ試験結果を図 1 に示す。合わせて、この中から抽出した 7 個の試料の破断箇所の横断面金相観察から求めた周方向平均の prior-β 相の厚さも示す。この図から分かるように、被覆管の曲げ強度は膨れ量の増加に伴って減少する傾向がみられた。これは、ECR を同等とした場合、膨れ量の増加に伴い被覆管内部に存在する prior-β 相の厚さが減少することに起因していると考えられる。また、膨れ量約 30%以下の領域では、膨れ破裂開口部での破断以外に荷重点または支持点での破損も見られた。酸化後の被覆管試料の軸方向水素濃度分布を調べた結果、荷重点または支持点近傍で二次水素化による影響と考えられるピークが観察されていることから、被覆管の曲げ強度は、膨れ量が小さくなると膨れに伴う prior-β 相の厚さに加え二次水素化に伴う脆化の影響も受けるようになると考えられる。

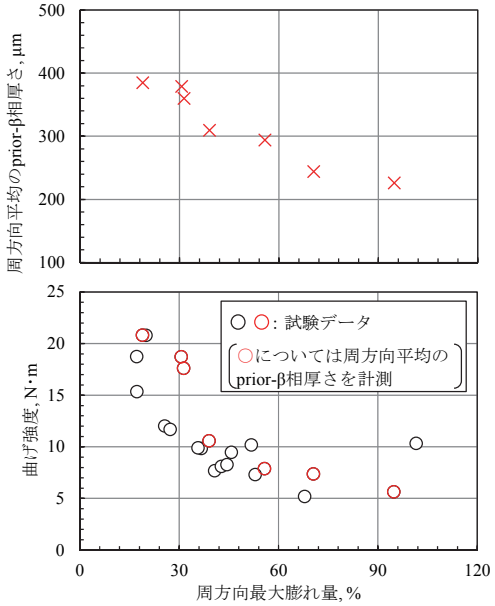


図 1　膨れ量と曲げ強度及び周方向平均 prior-β 相厚さ

参考文献
[1] D. O. Hobson and P. L. Rittenhouse, ORNL-4758 (1972).
[2] L. Baker and L.C. Just, ANL-6548 (1962).

*Takanori YUMURA[1], Masaki AMAYA[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

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

[1J01-05] Instrumentation and digital control system

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 2:45 PM - 4:10 PM Room J (16-305 Building No.16)

[1J01] Effect on Electrical properties of High-Temperature Typed MI Cables under Gamma Irradiation

*Hiroshi Shibata[1], Tatsuya Onizawa[2], Tomoaki Takeuchi[1], Hiroko Nakano[1], Toshiaki Uehara[1], Takafumi Takeno[2], Kuniaki Miura[2], Kunihiko Tsuchiya[1] (1. JAEA Irradiation Engineering Section Neutron Irradiation and Testing Reactor Center, 2. SUKEGAWA ELECTRIC CO.,LTD.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1J02] Corrosion Property of Sheath Materials using MI Cables at Conditions Simulated Severe Accident (2)

*Hiroko Nakano[1], Noriaki Hirota[1], Tomoaki Takeuchi[1], Hiroshi Shibata[1], Tadahiro Nemoto[2], Yukio Hanamoto[2], Kunihiko Tsuchiya[1] (1. JAEA, 2. KAKEN)

3:00 PM - 3:15 PM

[1J03] Evaluation of in-water wireless transmission system under sever conditions

*Noriaki OTSUKA[1], Tomoaki TAKEUCHI[1], Kunihiko TSUCHIYA[1], Taro SHIBAGAKI[2], Hirohisa KOMANOME[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Ikegami Tsushinki Co.,Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1J04] Behavior of Irradiation Degradation of Image Sensor for Radiation-resistant Camera

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

3:30 PM - 3:45 PM

[1J05] The Completion of Renewing the DCS at the F institution in the JNFL Reprocessing Plant

*Hitoshi Mita[1], Takashi Miyazaki[2], Tomohito Ishikawa[2], Fumiyuki Setoguchi[1], Hiroyuki Tokoro[1], Toshiyuki Tokoro[1], Takashi Hamada[2], Toshio Kasano[2], Kenichi Tomi[2] (1. TOSHIBA Corp., 2. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ガンマ線照射環境下における高温型 MI ケーブルの電気的特性への影響

Effect on Electrical properties of High-Temperature Typed MI Cables under Gamma Irradiation

*柴田 裕司[1]，鬼澤 達也[2]，武内 伴照[1]，中野 寛子[1]，上原 聡明[1]，武野 尚文[2]，
三浦 邦明[2]，土谷 邦彦[1]，
[1]原子力機構，[2]助川電気工業(株)

過酷事故時においても、炉内計測データを伝送可能な高温型 MI ケーブルについて、高温かつガンマ線照射下における電気的特性への影響を調べた。この結果、室温～300℃ではガンマ線照射効果による絶縁抵抗の低下が観測されたが、伝送への影響は温度による効果が大きいことが分った。

キーワード：軽水炉安全対策，過酷事故模擬環境、高温型 MI ケーブル，絶縁・導通抵抗，電圧降下率

1. 緒言

原子力発電所の過酷事故時においても、炉内計測データが確実に伝送可能な高温型 MI ケーブルの開発を行っている。過酷事故時には、高温型 MI ケーブルは高温かつ高放射線及び腐食性ガスの環境に暴露されるが、その機能を損なわないことが必要不可欠である。本研究では、開発した高温型 MI ケーブルについて、高温かつガンマ線環境下における電気的特性への影響を調べた。

2. 実験方法

試験に供した高温型 MI ケーブルは、直径 φ1.6mm，長さ 6m とし、被覆材を NCF600、芯線を Ni 線(2 芯)とした。特に、電気的特性に影響する絶縁材は、高純度 Al_2O_3、高純度 MgO 及び市販 MgO の 3 種類のものを準備した。これらの高温型 MI ケーブルはコイル状に巻き、ガンマ線照射室内に設置した電気炉に装荷した(図 1)。試験は、加熱温度を室温～1000℃、ガンマ線量率を 0.33、0.52 及び 1.16kGy/h の条件にて、絶縁抵抗、導通抵抗及び送受信電圧を測定した。測定後、得られた絶縁抵抗は各絶縁材の体積固有抵抗として、送受信電圧は電圧降下率として評価した。

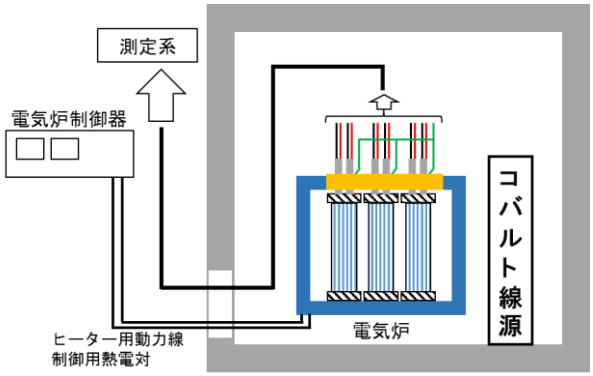


図１　高温型 MI ケーブルのガンマ線照射試験

3. 結果・考察

高純度 Al_2O_3 を用いた高温型 MI ケーブルの体積固有抵抗及び電圧降下率の結果を図 2 に示す。室温～約 300℃において、体積固有抵抗は未照射時よりも低下する結果となった。これは、高純度及び市販 MgO を用いた MI ケーブルについても同様な結果となった。一方、300℃以上では、体積固有抵抗は未照射と照射時では有意な差は見られなかった。これらの結果は、室温～約 300℃までは照射誘起伝導により絶縁が低下することが考えられる。一方、室温～約 300℃におけるガンマ線照射時の体積固有抵抗の低下に関わらず、電圧降下率は未照射時とほぼ同じであることから、電圧降下率は温度による影響が大きいことが分った。さらに、Ni 芯線の導通抵抗は、温度による影響があるものの、Ni 芯線の導通抵抗とほぼ同じ値であった。

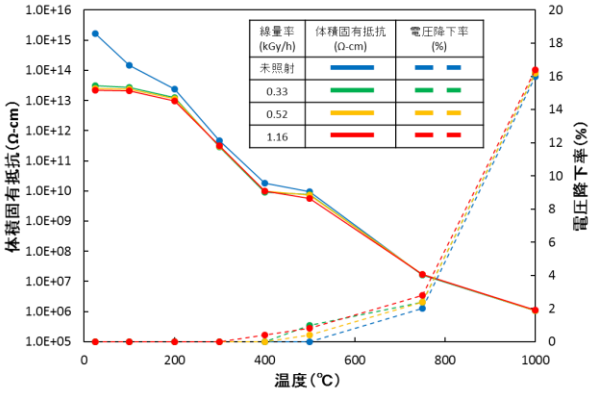


図２　高温型 MI ケーブル(絶縁材：高純度 Al_2O_3)の体積固有抵抗及び電圧降下率の結果

以上より、過酷事故時のような高温かつ放射線環境下では、放射線による影響は小さく、温度による絶縁性能の低下による伝送への影響が大きいことが分った。

なお、本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業として実施した「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（特殊環境下で使用可能な監視システム高度化）」の成果である。

参考文献

[1] H.BOCK, M.SULEIMAN, NUCLEAR INSTRUMENTS AND METHODS 148(1978)43-50
[2] Takaaki Tanifuji, Yoshio Katano, Tetsuya Nakazawa and Kenji Noda, Journal of Nuclear Materials 253(1998)156-166

*Hiroshi Shibata[1], Tatsuya Onizawa[2], Tomoaki Takeuchi[1], Hiroko Nakano[1], Toshiaki Uehara[1], Takafumi Takeno[2], Kuniaki Miura[2] and Kunihiko Tsuchiya[1]
[1]JAEA Irradiation Engineering Section Neutron Irradiation and Testing Reactor Center., [2]SUKEGAWA ELECTRIC CO.,LTD.

過酷事故模擬環境を想定した高温型 MI ケーブル用シース材の腐食特性(2)

Corrosion Property of Sheath Materials using MI cables at Conditions Simulated Severe Accident (2)

*中野寛子[1], 広田 憲亮[1], 武内 伴照[1], 柴田 裕司[1], 根本 忠洋[2], 花本 行生[2], 土谷 邦彦[1]

[1]原子力機構, [2]化研

原子力発電所の過酷事故模擬環境における高温型 MI ケーブル用シース材の耐食性評価として、選定した SUS316 及び NCF600 について、過酷事故を模擬した環境(O_2, O_2/H_2O, I_2, $I_2/CO/O_2/H_2O$ 等)における耐食性を調べた結果、各ガス雰囲気により、耐食性が異なり、複雑な腐食形態を示すことが分かった。

キーワード：過酷事故環境, 高温型 MI ケーブル, 腐食特性, 孔食

1. 緒言

原子力発電所の過酷事故時でも炉内計測データを伝送できる計測線として、金属被覆無機絶縁ケーブル(MI ケーブル)の開発を行っている。特に、過酷事故が起こった際、原子炉内は、窒素、酸素、水素、水蒸気のほかに核分裂生成物等が含まれた混合ガス雰囲気中にさらされることから、MI ケーブル用シース材の早期破損が懸念される。本研究では、シース材として選定したオーステナイト系ステンレス鋼 SUS316 及びニッケル基合金 NCF600 について、過酷事故環境を模擬した雰囲気(O_2, O_2/H_2O, I_2, $I_2/CO/O_2/H_2O$ 等)における耐食性を評価した。

2. 実験方法

O_2 及び O_2/H_2O 雰囲気における SUS316 及び NCF600 の酸化特性は、TG-DTA(ネッチジャパン製)を用いて加熱中(700～1000°C×2h)における重量変化を測定し、得られた重量変化を放物線則により速度定数 Kp を評価した。なお、試験中の雰囲気はベースガス(N_2+20%O_2)を 200cm³/分で導入し、H_2O の添加は加湿器により露点を 90°C に制御して行った。

次に、I_2 及び $I_2/O_2/CO/H_2O$ 雰囲気における耐食性は、管状石英容器(容積:234mL)内に SUS316 及び NCF600 の試験片を設置し、想定される過酷事故時のヨウ素濃度を模擬したガスを連続流入させた状態で電気炉内の加熱試験(700～1000°C×96h)を行った。

各試験後、試験片の光学顕微鏡観察、SEM 観察、EDX 元素分析及び X 線回折を行い、腐食生成物の同定を行った。

3. 結果及び考察

TG-DTA により測定した重量変化量は、NCF600 よりも SUS316 の方が O_2 及び O_2/H_2O 雰囲気とも大きかった。得られた重量変化を放物線則による速度定数 Kp のアレニウスプロットを図 1 に示す。この結果、SUS316 の活性化エネルギーは、O_2 及び O_2/H_2O 雰囲気で、ほぼ同様の傾きであることが分かった。また、SUS316 と NCF600 の試験片は表面に均一な酸化皮膜が形成されており、XRD 測定により、SUS316 では Cr_2O_3、NCF600 では $NiCr_2O_4$ や $3Cr_2O_3{\cdot}Fe_2O_3$ が主に形成されていた。

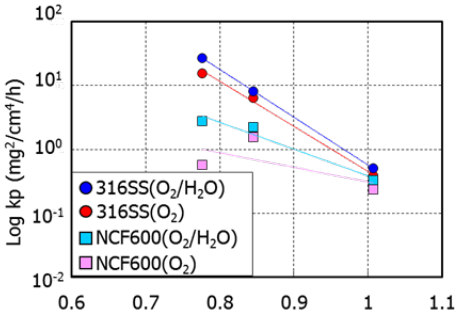


図 1 放物線則によるシース材のアレニウスプロット

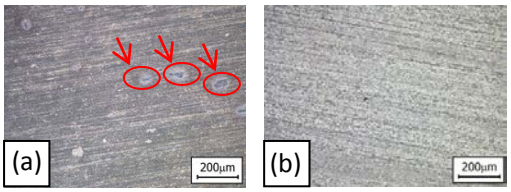


図 2 光学顕微鏡による表面観察(a)SUS316, (b) NCF600
(試験温度：1000℃、雰囲気：$I_2/CO/O_2/H_2O$)

I_2 及び $I_2/CO/O_2/H_2O$ 雰囲気における試験片の表面観察写真を図 2 に示す。この結果、SUS316 の表面に約 10～100μm 大きさの孔食が観察され、この孔食の数は試験温度とともに増加していた。一方、NCF600 の表面は孔食が観察されず、均一な酸化皮膜が形成された。

以上より、SUS316 では酸素や水蒸気により均一な酸化皮膜を形成するが、ヨウ素により孔食が起こりやすく、それぞれで腐食形態が異なることが示唆された。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業として実施した「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(特殊環境下で使用可能な監視システム高度化)」の成果である。

*Hiroko Nakano[1], Noriaki Hirota[1], Tomoaki Takeuchi[1], Hiroshi Shibata[1],
Tadahiro Nemoto[2], Yukio Hanamoto[2] and Kunihiko Tsuchiya[1]
[1]JAEA, [2]KAKEN, co.

過酷環境下における水中無線伝送システムの評価

Evaluation of in-water wireless transmission system under sever conditions

*大塚 紀彰[1]，柴垣 太郎[2]，武内 伴照[1]，駒野目 裕久[2]，土谷 邦彦[1]
[1]原子力機構，[2]池上通信機(株)

使用済燃料プール内の測定データを伝送するための水中無線伝送システム開発の一環として、過酷事故時を模擬した環境(気泡、濁り、障害物、等)下における発光パターンの認識率の向上として、受光側カメラのシャッター速度の高速化により実現の見通しを得た。

キーワード：水中無線伝送、過酷事故、光通信、LED マトリックス、シャッター速度

1. 緒言

原子力発電所における監視システムの高度化の一環として、過酷事故時でも使用済燃料プール内の測定データの送受信が可能な水中無線伝送システムの開発を行っている[1]。マトリックス状に配置した LED の発光パターンによる伝送方式は、気泡、濁り、障害物等による発光パターンの乱れ、遮光等によって認識率が低下し、測定データを伝送することが困難であった。本研究では、受信用カメラのシャッター速度の高速化と発光点のトラッキングによる水面揺らぎの影響軽減を行い、各種環境下における発光パターンの認識率を改善した。

2. 試験方法

水中での伝送環境を模擬するため、L 字状に接続したアクリルパイプ両端に LED マトリックス及びカメラを配置した試験装置を準備した(図 1)。送信側の LED マトリックスは、表面実装型 LED を 8×8 個に配置し、受信側カメラは 5Mpixcel BW 8bit を用いた。

様々な水中環境を模擬した条件にて、LED マトリックスの発光パターン情報をカメラで各 10 回撮影した。この際、カメラのシャッター速度は 30 及び 300fps とした。送信時及び受信時の発光パターン情報が一致した回数を画像解析プログラムにて解析し、認識率を評価した。

3. 結果及び考察

気泡が存在する環境は、装置の水槽中にポンプにて空気を送る方式で模擬し、気泡供給数を 0～約 150 個/min と変更して行った。受信側で撮影した発光パターンの一例を図 2 に示す。図 2(a)のように、気泡が存在しない環境下では、発光パターンはシャッター速度に関わらず鮮明な画像を得た。一方、気泡が存在する環境では、図 2(b)のように発光パターンは乱れ、正確な画像を認識することが困難であった。気泡発生数と発光パターンの認識率の依存性を図 3 に示す。なお、気泡が存在しない環境の認識率を 1.0 とした。この結果、シャッター速度 30fps の場合、気泡供給数が少ない条件においても画像が乱れ、認識率のばらつきも大きく、150 個/min では発光パターンの認識率は約 0.1 であった。150 個/min でシャッター速度 300fps の時、認識率は 0.95 以上と安定した画像を取得でき、精度の高い伝送の見通しを得た。本発表では、濁り、障害物を模擬した環境における伝送結果についても報告する。

なお、本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業として実施している「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（特殊環境下で使用可能な監視システム高度化）」の成果である。

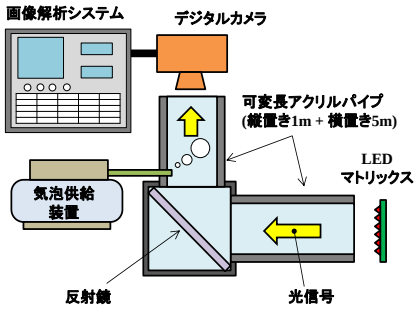
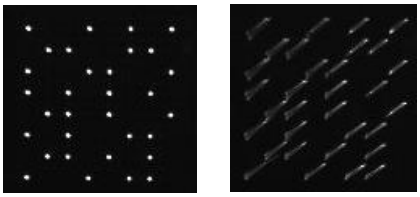


図 1 水中伝送試験装置の概略図



(a) 気泡供給数 0 個/min　(b) 気泡供給数 150 個/min

図 2 受信側で撮影した発光パターン

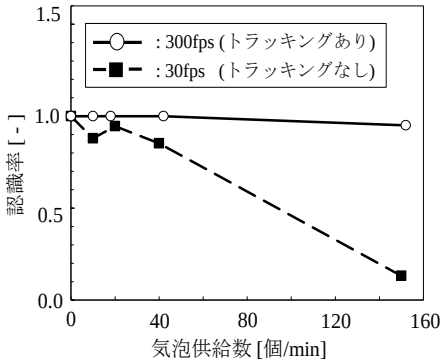


図 3 気泡発生数と発光パターンの認識率の依存性

参考文献

[1] T. Takeuchi et al., Proc. 8th International Symp. on Material Testing Reactors (2015).

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

耐放射線性カメラ用撮像素子の照射劣化挙動

Irradiation Degradation Behavior of Image Sensor for Radiation-resistant Camera

武内 伴照[1]，*田中 茂雄[2]，渡辺 恭志[3]，大塚 紀彰[1]，小沢 治[2]
駒野目 裕久[2]，上野 俊二[4]，土谷 邦彦[1]
[1]原子力機構，[2]池上通信機，[3]ブルックマンテクノロジ，[4]東京ニュークリア・サービス

耐放射線性カメラの開発の一環として、撮像素子の駆動電圧と光電変換特性との関係を調べ、感度より飽和電荷量の確保を優先した電圧によって、暗電流増加による画質劣化を軽減しうることを明らかにした。

キーワード：耐放射線性カメラ，γ線，撮像素子，フォトゲート、駆動電圧，暗電流、感度、飽和電荷量

1. 緒言

原子力発電所における監視システムの高度化の一環として、過酷事故時にも使用可能な耐放射線性カメラの開発を行っている。既存カメラのγ線照射試験結果から、照射による画質劣化の主因は撮像素子内の暗電流増加であることが明らかとなった[1]。本研究では、発生した暗電流による画質劣化を軽減すべく、撮像素子のフォトゲート駆動電圧が光電変換特性及び画質に与える影響を調べた。

2. 実験

対象材は、3 トランジスタ型で光電変換部にフォトゲート(PG)と呼ばれる電極を有する撮像素子(3TPG)を用いた。まず、照射前に PG の駆動電圧を 0～-1.6V の範囲で変化させながら光電変換特性を取得し、感度や飽和電荷量の依存性を調べ、コントラストが最も明瞭な最良の画質が得られる電圧は、画像輝度が飽和に至る電荷量(飽和電荷量)が最少、すなわち感度が最大となる-1.6V と決定した。次に、約 1kGy/h のγ線照射環境下でテストチャートを撮影し、0～-1.6V の範囲で PG 駆動電圧による画質を比較した。

3. 結果・考察

図 1 に照射中における PG 駆動電圧-1.6V 及び 0V 時のテストチャート画像を示す。-1.6V では、11 階調の白黒テストバーのうち、白側の 4 階調分はコントラストが失われた。一方、0V にすると、全 11 階調のコントラストが復帰するとともに、-1.6V 時よりも黒色バーの白浮きが軽減し、良好な画質が得られた。

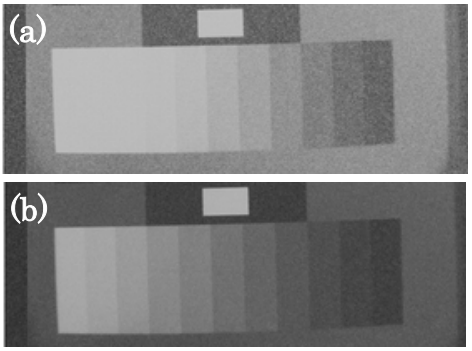


図 1. 照射中に PG 駆動電圧を(a)-1.6V、(b)0V とした時のテストチャート画像

こうしたテストチャート画像の変化をより詳細に調べるため、照射中の白色及び黒色バーの輝度レベル及びその差分であるダイナミックレンジについて、コントラスト復帰が見られた 0～-0.8V の範囲で PG 駆動電圧による変化を取得した。結果を図 2 に示す。白レベルは PG 駆動電圧による変化はほとんど見られなかったが、黒レベルは-0.2V 時に最も低く、ダイナミックレンジが最大となり、最良の画質を得る PG 駆動電圧値は飽和電荷量を優先した条件であることが明らかとなった。

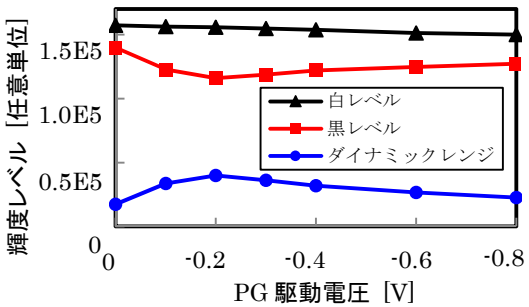


図 2. 照射中の PG 駆動電圧と輝度レベルとの関係

これらの結果から、放射線環境下では、通常の環境における撮像素子 PG 駆動電圧の最適値とは異なり、感度よりも飽和電荷量の大きさを優先することで、暗電流増大による画質劣化を軽減しうることが示唆された。

なお、本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業として実施している「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（特殊環境下で使用可能な監視システム高度化）」の成果である。

参考文献

[1] T. Takeuchi et al., Proc. 6th International Symp. on Material Testing Reactors (2013).

Tomoaki Takeuchi[1], *Shigeo Tanaka[2], Takashi Watanabe[3], Noriaki Otsuka[1], Osamu Ozawa[2], Hirohisa Komanome[2], Shunji Ueno[4], Kunihiko Tsuchiya[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ikegami Tsushinki Co., Ltd., [3]Brookman Technology, Inc., [4]Tokyo Nuclear Services Co., Ltd.

日本原燃（株）向け 再処理Ｆ施設ＤＣＳ更新完了

The Completion of Renewing the DCS at the F Institution in the JNFL Reprocessing Plant

*三田 仁士[1]，宮崎 隆[2]，石川 智仁[2]，
瀬戸口 文幸[1]，中村 博之[1]，所 俊之[1]，濱田 隆[2]，笠野 利夫[2]，富 賢一[2]
[1]（株）東芝，[2]日本原燃（株）

日本原燃（株）（以下、JNFL という）再処理工場 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設（以下、Ｆ施設という）の分散型監視制御装置（以下、DCS という）に対して、従来の機能を維持しつつ保守性および信頼性を向上させた設備更新を実施した。本発表では、更新にあたり検討した保守性の改善や DCS 更新途中におけるプロセス系統の機能維持等の施策について報告する。

キーワード：分散型制御装置，DCS，計測制御システム，再処理工場，設備更新，
CIEMAC^{TM}，CIEMAC^{TM}-DS，nv

1. はじめに

JNFL 再処理工場は、青森県六ヶ所村に 1995 年にＦ施設から順次建設が進められ、建設後約 20 年が経過し、DCS の部品確保も困難になっていることから、DCS の機能を維持しつつ更新を図る必要があった。そこで、東芝製既設 CIEMAC^{TM} 装置を CIEMAC^{TM}-DS/nv 装置へ置き換えた。

2. 更新時の施策

2-1. システム構成の変更

Ｆ施設の既設 DCS は、燃料取扱工程とプロセス工程の 2 つのネットワークで構成されていた。更新 DCS では、保守性向上の観点から、1 つのネットワークに統合した。

2-2. メンテナンス性の向上施策

DCS は、操作・監視を実施する監視制御装置と制御を実行するコントローラで構成されている。

監視制御装置は、制御室の将来設備スペース確保から、設置スペース削減の必要があった。また、デスク構造の為、盤内のスペースに限りがあることから 3D-CAD により構造物との干渉について実装検討を実施し、できるだけ装置をユニット化して用品数の削減による用品実装のコンパクト化を図った。

また、コントローラは、保守時における作業員の作業性向上を図るため、盤内の正面と左右の側面に配置されていた I/O モジュール端子台を、作業員が正面に向かって作業ができるよう、図 1 に示す配置に見直した。さらに、I/O モジュール取付け用ベースで I/O モジュールをパネルユニット化し、更新時は既設装置の撤去後、パネル取付けで完了するよう考慮した。

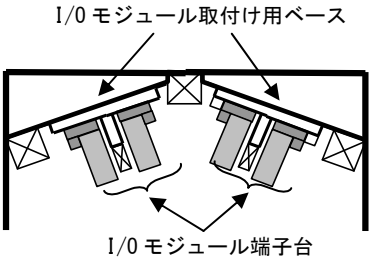


図 1 盤を上部から見た時の
I/O モジュール実装状態

2-3. プロセス系統の機能維持

DCS 更新中は、通常は更新中の DCS を停止する必要があるが、Ｆ施設では、一時的にも機能を停止することが不可能なプロセスがあるため、その機能を維持する必要があった。プロセス機能の維持が必要な工程を精査し、DCS 更新中も監視・操作が必要な工程については、当該の更新盤の機能を停止する前にその他の既設盤または更新盤にコントローラソフトのロジックを移植した。また、今回の更新では更新対象外である外線端子台で弁やポンプ等の補機の制御信号を振り分けることにより、既設機能を更新対象盤以外で構築して機能維持を実施した。

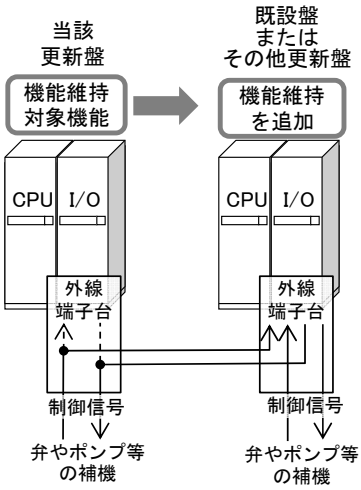


図 2 更新時の機能維持方法

3. まとめ

保守性の改善や DCS 更新途中におけるプロセス系統の機能維持等の施策を実施し、Ｆ施設 DCS の更新が完了した。今回の実績、および反省点を踏まえ、再処理他施設の DCS 更新を実施していく予定である。

---

*Hitoshi Mita[1], Takashi Miyazaki[2], Tomohito Ishikawa[2], Fumiyuki Setoguchi[1], Hiroyuki Nakamura[1],
Toshiyuki Tokoro[1], Takashi Hamada[2], Toshio Kasano[2], and Kenichi Tomi[2]
[1]TOSHIBA Corp., [2]JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED

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

[1J06-08] resilience and diagnosis

Chair: Hiroshi Ujita (Inst. for Environmental and Safety Studies)

Mon. Mar 27, 2017 4:10 PM - 5:00 PM Room J (16-305 Building No.16)

[1J06] Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident

*Kyoko Oba[1,2], Atsufumi Yoshizawa[3], Masaharu Kitamura[4] (1. Japan Atomic Energy Agency(JAEA), 2. Nagaoka University of Technology(Nagaoka Univ.), 3. International Research Institute for Nuclear Decommissioning(IRID), 4. Research Institute for Technology Management Strategy(TeMAS))

4:10 PM - 4:25 PM

[1J07] Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident

Atsufumi Yoshizawa[1], *Kyoko Oba[2,3], Masaharu Kitamura[4] (1. IRID, 2. JAEA, 3. Nagaoka Univ., 4. TeMS)

4:25 PM - 4:40 PM

[1J08] Diagnosis Framework based on Combined Use of Agents

*Haruna Hayasaka[1], Makoto Takahashi[1] (1. Tohoku Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

現場組織の緊急時対応力向上を目指した福島第一原子力発電所事故分析

（1）複数タスク処理の作業負荷マネジメント

Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident
(1) Workload Management against Multi Tasks

*大場 恭子[1,2]，吉澤 厚文[3]，北村 正晴[4]
[1]JAEA，[2] 長岡技大，[3]IRID，[4] テムス研究所

原子力発電所の緊急時対応は，問題の発生している号機への対応のみならず，外部への情報提供など様々なタスク処理を行う必要がある。本研究は，緊急時に複数のタスク処理を行う現場の負荷の低減を目指し，福島第一原子力発電所事故（以下，1F 事故）の 3 号機の原子炉注水停止から海水注入による注水の回復までの現場の負荷を分析した。
キーワード：福島第一原子力発電所，緊急時対応，ワークロードマネジメント，レジリエンスエンジニアリング

1. 緒言

政府事故調の中間報告書や最終報告書等における 1F 事故の現場対応分析は，各号機の主要事象ごとになっている[1]。そのため，複数プラントの同時被災に対する困難さについては指摘されているものの，ある一定の時間帯に現場にどのような負荷が生じていたかについて，具体的な分析はなされていない。しかし，緊急時に現場の負荷が過大となり機能不全になることを避けるためには，ワークロードマネジメントの在り方への検討も必要であろう。本稿では，現地の緊急時対策本部（以下，本部）の負荷を明らかにするとともに，事故対応に必要な行為をレジリエンスエンジニアリングの 4 つのコア能力を用いて分析することで，本部のワークロードマネジメントの在り方について検討した。

2. 方法及び結果

本稿では，本部の様子がわかること，および現場が高負荷状態だったと考えられる時間帯であることを重視し，東京電力本店非常災害対策室のテレビ会議の記録が公開されている時間から，3 号機の原子炉注水停止から海水注入による注水の回復までの時間（具体的には，3 月 13 日 2 時 42 分～同日 13 時 12 分）を分析対象とした[2]。注目した時間帯に各プラントでは，1 号機：原子炉注水，2 号機：原子炉代替注水および格納容器ベントの準備，3 号機：原子炉注水回復及び格納容器ベント準備，4 号機：使用済燃料プール冷却の準備（電源の復旧作業）がなされている。よって，本部ではそれらに伴う方針検討が行われていた。加えて，環境モニタリングや資機材調達の状況把握，現場作業員への被ばくへの配慮，プレス発表にともなう確認や，官邸や官庁からの様々な問い合わせも本部が対応していた。

次に，この本部の現場負荷の状況を，レジリエンスエンジニアリングの手法を参照し，4 つのコア能力（Learning; 学習，Responding; 対処，Monitoring; 監視，Anticipating; 予見）によって分析した。具体的には，緊急時対応の本部は，起きている問題に対する実際の判断と，外部への情報提供の役割が求められる。この 2 つを本部の重要な「対処」と考え，他の 3 能力との関連について分析することで，どのようにワークロードマネジメントが行われていたのかを明らかにした。結果，本部による重要な複数のタスク処理を可能としたワークロードマネジメントがどのようなものであったかが理解することができた。また，これらに基づき，本部の負荷低減を実現できるようなワークロードマネジメントの在り方について検討した。

3. 結論

本研究により，1F 事故本部の高負荷状態を具体的に明らかにすることができた。同時に，レジリエンスエンジニアリングの 4 能力を用いた分析によって，本部のワークロードマネジメントも明らかにすることができた。さらに，本部の負荷低減を実現できるようなワークロードマネジメントの検討を行うことで，本部が担う，起きている問題に対する実際の判断と，外部への情報提供の役割というふたつの対処だけをみても，その優先順位や正確性についての検討が必要であることがわかった。

原子力事故は，広範囲の住民避難を伴う可能性があり，社会的関心も高く，プレス発表等も重要であることから，本部の負荷あるいはそのワークロードマネジメントについても，社会を含めた議論が必要である。

参考文献

[1] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会，最終報告書，2012
[2] 福島原発事故記録チーム編，宮崎知己，木村英昭 解説：福島原発事故 東電テレビ会議 49 時間の記録，2-96，岩波書店，2013

*Kyoko Oba[1,2], Atsufumi Yoshizawa[3] and Masaharu Kitamura[4]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Nagaoka University of Technology, [3]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [4]Research Institute for Technology Management Strategy

現場組織の緊急時対応力向上を目指した福島第一原子力発電所事故分析

(2) 時間的要素とレジリエンス

Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident
(2) Resilience Considering Time-Depending Factors

吉澤 厚文[1]，*大場 恭子[2,3]，北村 正晴[4]
[1]IRID，[2]JAEA，[3]長岡技大，[4]テムス研究所

発電所の現場における事故対応の達成度に大きな影響を与える要素のひとつに，「時間」がある。本研究は，時間依存の人間工学モデルを用いて，福島第一原子力発電所事故（以下，1F 事故）の 3 号機及び 5 号機の現場対応を比較し，時間的要素に着目した緊急時対応に関する教訓導出手法について検討を行う。

キーワード：福島第一原子力発電所，緊急時対応，レジリエンスエンジニアリング，時間的要素

1. 緒言

事故等の現場における緊急時対応は，時間的制約の中で，判断や行為の実施が求められる。しかし，事故後に行われる原因究明の調査や事故時の対応等をまとめた既存の主要調査報告書からは，実際に緊急時対応を行った現場の時間的要素の影響を読み取ることは難しい。本研究は，1 F 事故で全交流電源喪失に至った 3 号機と 5 号機の原子炉の冷却回復までの事象を比較し，緊急時対応における時間的要素が与える影響を明らかにする。さらに，このような視点に立つことで，従来の事故調査報告書の範囲を超えた教訓の導出を試みるものである。

2. 方法及び結果

1F 事故時，同型式（BWR4）である 3 号機および 5 号機は，共に外部電源および非常用電源が使用不能となり，全交流電源喪失となった。3 号機は，震災直後，蒸気駆動の高圧注水系が作動可能であり，これによる原子炉注水が実施された。その後，当該系統は停止し，原子炉の減圧操作と共に低圧代替注水の確立を行ったものの，過酷事故を防ぐことはできなかった[1]。一方，5 号機は，安全弁による除熱が実施されている間に，代替注水ラインを確立し，減圧を実施して原子炉への低圧注水を回復した。更に，注水を継続している間に，非常用電源の復旧や仮設のポンプの準備等残留熱除去システムの復旧を行っており，これらの対応の結果として過酷事故に至らずに冷温停止を達成できた[2]。

本研究では，3 号機と 5 号機の様々な差異の中から，崩壊熱レベルの差がもたらした現場対応への時間的要素に着目し，分析を行った。具体的には，システムの回復力を高めるための方法論であるレジリエンスエンジニアリングが提唱する 4 つのコア能力（Learning; 学習，Responding; 対処，Monitoring; 監視，Anticipating; 予見）を用いて，原子炉への注水回復に寄与した重要な対応を整理した。この結果から，主観的利用可能時間と制御モードの関係性を説明する概念モデルである Hollnagel の COCOM(the Contextual Control Model) を参照し，現場の制御モードを分析した[3]。COCOM は，制御モードを主観的利用可能時間の長さによる行為選択等の実施状況によって，混乱状態，機会主義的，戦術的，戦略的制御と分類するモデルであり，モードは後者に行くほど高いパフォーマンスが期待できる。本研究の分析の結果，主観的利用可能時間の多かった 5 号機は戦術的制御モード，少なかった 3 号機では機会主義的制御モードが主であった。

3. 結論

1 F 事故における 3，5 号機の復旧・回復を目指して行われた対応について，COCOM を参照した評価を実施し，緊急時における時間的要素の影響を明らかにした。緊急時対応のパフォーマンスを高めるためには，COCOM のより高いモードの主観的利用可能時間を確保することが重要である。また，号機間の時間と制御モードの比較分析から，予防対策のあり方や機器の目的外利活用に関する柔軟な着眼，トレードオフを伴う判断の状況適応性など，手順書的に整理できない意思決定ができる能力が重要であると言えよう。これらの分析により，本手法が，緊急時対応に重要な時間要素を含めた具体的な教訓導出に有効であることも確認ができた。

参考文献

[1] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会，最終報告書，2012
[2] 吉澤厚文他，福島第一原子力発電所事故をふまえた組織レジリエンスの向上（Ⅲ）（時間フローResponding 構造モデルによる 5 号機の事例分析と評価），日本機械学会 2015 年度年次大会予稿集，G1700105, 2015
[3] Hollnagel, E. :Cognitive Reliability and Error Analysis Method CREAM, ELSEVIER, 1998

Atsufumi Yoshizawa[1], * Kyoko Oba[2, 3] and Masaharu Kitamura[4]
[1] International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2] Japan Atomic Energy Agency, [3] Nagaoka University of Technology, [4] Research Institute for Technology Management Strategy

診断エージェントの統合による異常診断手法に関する研究

Diagnosis Framework based on Combined Use of Agents

*早坂 榛名[1]、高橋 信[1]
[1]東北大学

異なる特徴量に基づく複数の診断エージェントを組み合わせ、対象プラントを多面的に捉えて異常診断を行う手法について検討を行い、原子炉シミュレータ PCTran で模擬した異常事象データに基づきその有効性を検証した。

キーワード：異常診断、診断エージェント、ニューラルネットワーク

1. 緒言

原子力プラントにおける更なる安全性向上のためには、異常が発生した際にその原因をできるだけ早期に特定する異常診断が重要である。規模の大きい異常に関しては安全ロジックによりスクラムに至る設計がされているが、異常の初期の段階で運転員の異常診断を支援するシステムを導入することでスクラムに至らない時点での異常の認識と回避の可能性が高まることが期待される。従来の異常診断システムには診断結果の精度、確信度の提示方法、ロバスト性の確保などの課題が残されており、これらの課題解決のため本研究グループでは複数の診断エージェントを用いて多面的にプラントを把握し、それらの診断結果を統合する異常診断手法を提案してきた [1]。本研究では、この手法を発展させ原子炉シミュレータ PCTran で模擬した異常事象データを対象にその有効性を検証する。

2. 手法

診断対象としては、BWR プラントを模擬するシミュレータ PCTran で生成した異常の規模と進展時間が異なる 7 種類の異常事象を考えた。本研究ではプロセスパラメータの異なる特徴に着目する複数の診断エージェントを統合することでよりロバスト性の高い診断の実現を目指した。この異なる特徴量としては、(1) 複数のパラメータに着目する空間的情報、(2) 一つのパラメータの推移に着目する時間的情報、(3) 二つのパラメータの関係に着目する相関的情報、(4) すべてのパラメータの推移に着目する全体的情報、以上 4 種類を検討した。これらの異なる面に着目した情報から異常診断を行うニューラルネットワークをそれぞれ作成し、これを診断エージェントとし、これらの合意形成を行うことで最終的な診断結果を導くこととした。本研究では原子力プラントの主要な 18 種類のプロセスパラメータを用いて異常診断を行った。

3. 結果

構築した異常診断システムの有効性の確認のため、一度に全てのパラメータを入力する単一のニューラルネットワークで異常診断を行う比較対象システムを作成した。診断のロバスト性の評価のために、一部のパラメータが欠落している状況での診断精度を比較した結果(図 1)、本提案手法の正解率の方が高くなる場合があることが確認された。

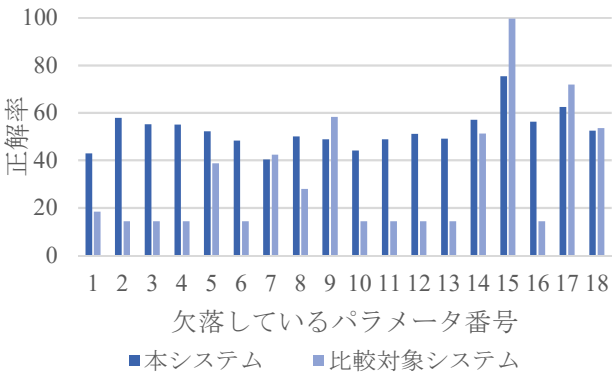


図 1　本システムと比較対象システムによる異常診断の正解率の比較

4. 結言

本研究では複数の診断エージェントを統合し対象プラントを多面的に捉える異常診断手法を PCTran で再現した異常の診断に適用し、その有効性を確認することができた。

参考文献

[1] 古川宏, 口村啓二, 鷲尾隆, 北村正晴: 日本原子力学会誌, vol. 37, No. 8, pp. 729-739, 1995.

*Haruna Hayasaka[1], Makoto Takahashi[1]
[1]Tohoku Univ.

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

[1K01-04] Pool Scrubbing

Chair: Shunsuke Uchida (IAE)

Mon. Mar 27, 2017 10:50 AM - 12:00 PM Room K (16-306 Building No.16)

[1K01] Experimental Study on the Aerosol Removal Efficiency of Pool Scrubbing

*Miyuki Akiba[1], Akitoshi Hotta[1] (1. S/NRA/R)

10:50 AM - 11:05 AM

[1K02] Decontamination factor measurement of pool scrubbing

*HAOMIN SUN[1], YASUTERU SIBAMOTO[1], YURIA OKAGAKI[1], TAISUKE YONOMOTO[1] (1. Japan atomic energy agency)

11:05 AM - 11:20 AM

[1K03] Experimental study on aerosol behavior in a gas-liquid two-phase flow

Kazuki Yamamoto[1], Kouta Fujiwara[1], Tomohisa Yuasa[1], Shimpei Saito[1], Naoki Horiguchi[1], Akiko Kaneko[1], *Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

11:20 AM - 11:35 AM

[1K04] Experimental Study on Particle Behavior Inside a Single Rising Bubble

*Kouta Fujiwara[1], Kazuki Yamamoto[1], Shinpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Naoki Horiguchi[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

プールスクラビングによるエアロゾル除去効果試験
－減圧沸騰試験－

Experimental Study on the Aerosol Removal Efficiency of Pool Scrubbing

- Depressurization Test -

*秋葉　美幸，堀田　亮年

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

プールスクラビングは重大事故時の放射性物質の除去策として重要である。格納容器ベントの際にプール水が飽和状態に至る場合において、本現象への影響について実験的な知見を得るため、実機相当スケールの大規模な試験装置を用いた減圧条件でのプールスクラビング実験を実施した。

キーワード：プールスクラビング、除染係数、エアロゾル、減圧条件

1. 緒言 BWR の重大事故時においてウェットウェルからの格納容器ベントを実施する際には、圧力抑制プール水中でのスクラビング効果により核分裂生成物（FP）の除去効果が期待できる。しかし、ベント時などの急速減圧時にはプール水が沸騰し、非沸騰時のプールスクラビングとは除去効果が異なる可能性がある。この点を検討するため、実機相当の大規模試験装置[1]を用い、耐熱性のある $BaSO_4$ 粒子をエアロゾルとして使用し、実機条件を模擬した定常時及び減圧時のプールスクラビングによるエアロゾル除去率すなわち除染係数（DF）を計測した。

2. 減圧条件 BWR におけるベント前にベント管からの排出を伴う代表シーケンスである高圧・低圧注水機能喪失や SRV クエンチャからの排出を伴うベントの代表シーケンスである電源喪失等で想定される格納容器減圧率を模擬し、ノズル出口からの水深であるサブマージェンスやプール水温等の条件を変化させ、メカニズム検討も視野に入れて実験を行った。なお、減圧率も減圧開始直後を模擬する高速減圧率と、比較的緩やかな中速減圧率の２種類とした。

3. 結果・考察 中速減圧条件では、プール水が飽和温度近傍の条件のみ実施した。この条件では、サブマージェンスを 1.4～3.8 m、窒素ガス分率 20～100 %と振ったが、どのケースも図 1 に示すように減圧時の DF は定常時とほぼ同等となる結果が得られた。また、高速減圧条件でもサブマージェンス 1.4～3.8 m、プール水 30℃及び飽和温度近傍、ガス分率 12～100%の範囲で変化させた。図 2(a)に吹込みガスが窒素 50%蒸気 50%、(b)に窒素 100%の DF 粒径依存性結果を示す。なお、双方ともその他の条件はほぼ同一で、サブマージェンス 1.4 m、プール水温飽和温度近傍である。どのケースも 1 μ m 以上の大粒径範囲は出口エアロゾルカウント数が非常に少なくバラつきが見られ、不確かさが大きい。高速減圧条件においても、中速減圧条件と同様に、ほぼ、定常時 DF が減圧時にも維持されている。したがって、本条件範囲では減圧による DF への影響は少ない。なお、減圧時の方が若干 DF が高い結果になっているのは、減圧沸騰で発生した蒸気により出口側のエアロゾル濃度が低下したこと、タンク減圧により出口エアロゾル計測用ガス抽出ラインへの流入流量が低下したこと、及び凝縮によるエアロゾル粒子径の増加等が要因として考えられる。

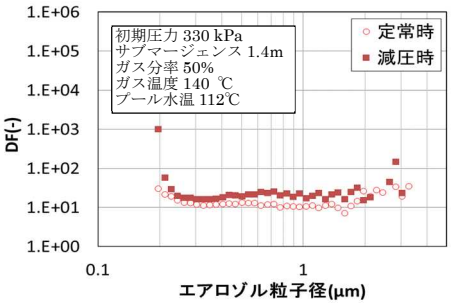
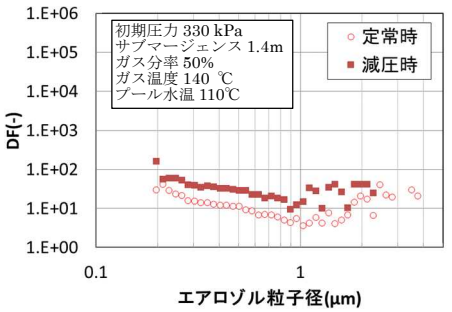
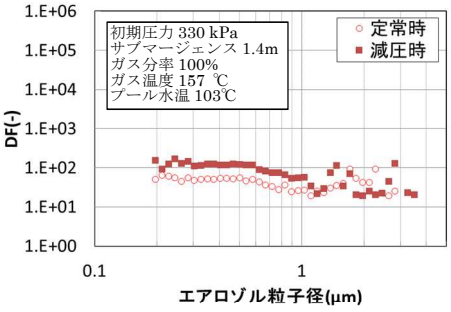


図 1 中速減圧条件の試験結果



(a) 窒素 50 %蒸気 50%



(b) 窒素 100 %

図 2 高速減圧条件の試験結果

4. 結言 大規模試験装置を用いて減圧沸騰条件でのスクラビング試験を実施し、本試験条件範囲では減圧沸騰による除染係数への影響は小さい結果が得られた。今後更に、クエンチャタイプのノズルを用いた試験を実施し、減圧沸騰の DF への影響を評価する。

参考文献 ［1］ プールスクラビングによるエアロゾル除去効果試験－装置及び計測系の検証試験－，原子力学会 2015 年秋の大会

*Miyuki Akiba, Akitoshi Hotta
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

プールスクラビングの除染係数計測

Decontamination factor measurement of pool scrubbing

*孫　昊旻[1]，柴本　泰照[1]，岡垣　百合亜[1]，与能本　泰介[1]

[1]日本原子力研究開発機構

プールスクラビング実験において、水深や注入ガス流量等の二相流条件を同一とした条件で、エアロゾル粒子数濃度を変えてDF（除染係数）を計測したところ、粒子数濃度が低い場合にDFが極端に増加する結果となった。その原因を検証した結果を報告する。

キーワード：プールスクラビング

1. 緒言

重大事故時に、放射性物質の環境への放出量軽減を図る有効な対策の一つとしてのプールスクラビングは、安全評価上重要である。しかし、既存プールスクラビングモデルによる予測結果には依然として大きな不確かさが存在し、既往研究で報告された実験結果の間にも有意な差が存在する。本研究では、モデル高度化のためにプールスクラビングの詳細なDF計測を試みている。水深や注入ガス流量等の二相流条件を同一とした条件において、粒子数濃度によってDFが変化する、既存プールスクラビングモデルから説明できない、結果（図1）を取得した。その原因を検討するために、検証試験を実施した。

2. プールスクラビング実験装置

試験部は、内径0.2m、全長4.5mのポリカーボネイトパイプである。発生器(RBG 2000, PALAS)からのエアロゾルは、空気流に伴って、内径10mmのノズルから上向きに試験部へ注入される。試験粒子として0.5μm単分散のSiO_2粒子を用いた。DF計測には光散乱式エアロゾルスペクトルメータ(WELAS 2070, PALAS)を用い、試験部入口と出口両方で粒子数濃度を計測した。出口では、WELASと計測原理の異なる凝縮粒子カウンター(CPC)による計測も行った。試験は、常温常圧の条件下で実施した。

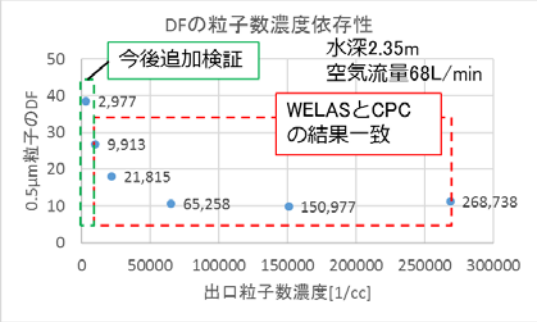


図 1　DFと粒子数濃度の関係

3. 検証試験と結果

粒子数濃度をパラメータとして1) と2) 実験を実施した。1) プール水がDF変化の原因かを検証するために、試験部に水を入れず、試験部に同一流量の希釈ガスを注入することでエアロゾルを希釈し、DFを計測した。結果、粒子数濃度に関係なく、DFは一定であった。2) 粒子特性がDF変化の原因かどうかを検証するために、SiO_2粒子の代わりに約0.4μm多分散の$BaSO_4$粒子を試験粒子として用いて、水深2.6m、同一ガス流量条件においてDFを計測した。結果、SiO_2粒子だけでなく、$BaSO_4$粒子でも粒子数濃度の変化に伴って、同様の傾向でDFが変化した。

3) WELASの計測精度がDF変化の原因かどうかを検証するために、同一のエアロゾル流れをWELASとCPCで同時計測した。結果、DFが変化する高い粒子数濃度の領域（図1赤枠）では、WELASとCPCの計測結果は一致し、少なくともその領域におけるDF変化の原因は計測機器に由来しないことが分かった。

4. 結論と今後の予定

粒子数濃度が高い領域では、DF変化の原因は計測器の精度ではない。今後、プールスクラビング現象として、DFが変化する可能性も検討し、検証試験を行う予定である。

本研究成果は、原子力規制委員会より受託した「平成２８年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業」の一部として得られた。

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

気液二相流中のエアロゾル挙動に関する研究

Experimental study on aerosol behavior in a gas-liquid two-phase flow

山本 和輝[1]，藤原 広太[1]，齋藤 慎平[1]，湯淺 朋久[1]，堀口 直樹[1]，金子 暁子[1]*阿部 豊[1]，
[1]筑波大学

原子力発電所の事故挙動解析において，プールスクラビングによる除染係数の評価のために，その流動モデルや除染モデルの妥当性確認が重要になる．本報告では，プールスクラビングを模擬した静止水中におけるエアロゾルを含む気相噴流の全体構造およびそのエアロゾル挙動を把握することを目的とし，実験的に検討した結果について報告する．

キーワード：スクラビング　除染係数　エアロゾル　二相流　可視化観測

1. 緒言

原子力発電所の重大事故時においてプールスクラビング効果を評価する上で，物理モデルの妥当性確認のため，気液二相流中のエアロゾル挙動を可視化観察し定量的に評価することが求められている[1,2]．本発表では気相噴流中のエアロゾルの液中移行挙動を可視化および PIV 計測した結果について報告する．

2. 実験体系および実験条件

Fig. 1 に示す実験装置を用いて気相噴流中のエアロゾルの液中移行挙動を把握するために，赤色 LED および Nd:YAG Laser を用いて可視化計測を行った．可視化部分はノズル出口付近とし，実験条件としては，常温常圧の水-空気系で行い，ノズル内径 3 mm，10mm，サブマージェンス 500 mm とし，ガス流量は 8.5L/min および 42.4L/min で行った．またエアロゾル模擬粒子として微粉末シリカと蛍光粒子を 1 : 1 で混合させたものを使用した．

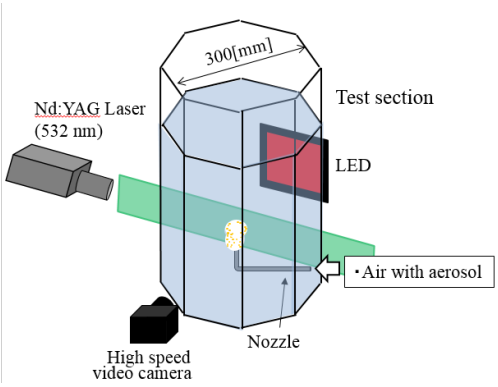


Fig. 1 Experimental apparatus

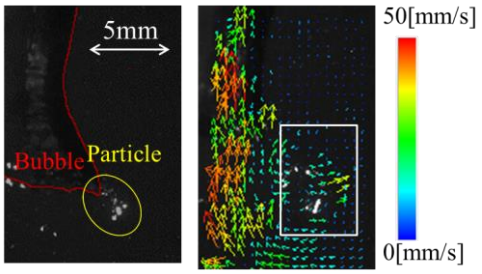


Fig. 2 Visualization and PIV (flow rate 8.5L/min)

3. 結果及び考察

ノズル内径 10 mm，ノズル見かけ流速 1.8m/s の条件での界面から液中への移行する際の可視化結果と PIV 計測結果を Fig. 2 に示し，ノズル内径 3mm，ノズル見かけ流速 100 m/s の条件での結果を Fig. 3 に示す．低流速条件では粒子の移行量が定性的に少なく，移行速度は 40mm/s 程度であるのに対して高流速条件で移行量が多く，移行速度は 400mm/s 程度であった．両者の比較から気相流量の増加に伴い、界面の粒子の移行速度が増加し、移行量も増加することが示唆された．

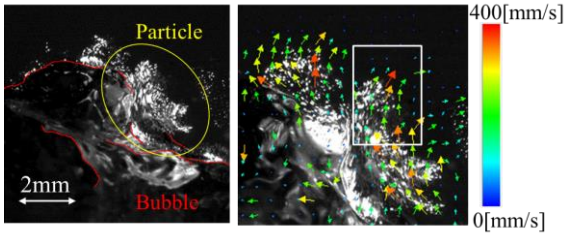


Fig. 3 Visualization and PIV (flow rate 42.4L/min)

謝辞

本試験は平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業の一部として行ったものである．

参考文献

[1] Hashimoto, K. et al. Proc. of the Int. Topical Meeting on Safety of Thermal Reactors, (1991) pp. 740-745.
[2] Owczarski et al., NUREG/CR-5765(1991) pp57-65.

Kazuki YAMAMOTO[1], Kouta FUJWIARA[1], Shinpei SAITO[1], Tomohisa Yuasa[1], Naoki HORIGUCHI[1] and Akiko KANEKO[1] *
Yutaka ABE[1]
[1]University of Tsukuba

単一気泡中のエアロゾル挙動に関する研究

Experimental Study on Particle Behavior Inside a Single Rising Bubble

*藤原 広太[1]，山本 和輝[1]，齋藤 慎平[1]，湯淺 朋久[1]，堀口 直樹[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]
[1]筑波大学

原子力発電所の過酷事故時においては核分裂生成物質を含んだエアロゾルが水中を通ることでプールスクラビング効果により除染される．本研究では単一気泡内の微粒子の挙動に着目し，プールスクラビングに関わる気泡内部流動に関して調べた．

キーワード：スクラビング、除染係数、エアロゾル、可視化計測

1. 緒言

原子力発電所過酷事故時のプールスクラビングに関する既存解析コードの改良や評価を行うため，プールスクラビング挙動の原理の解明が求められている．本研究の目的は単一気泡中に含まれたエアロゾルの挙動を把握することでプールスクラビング時における核分裂生成物質の水中移行挙動を明らかにすることである．本報告では上昇単一気泡の内部流動の可視化計測を実施するとともに，可視化計測技術の確立のために気泡を模擬した油滴を用いた実験を行った．

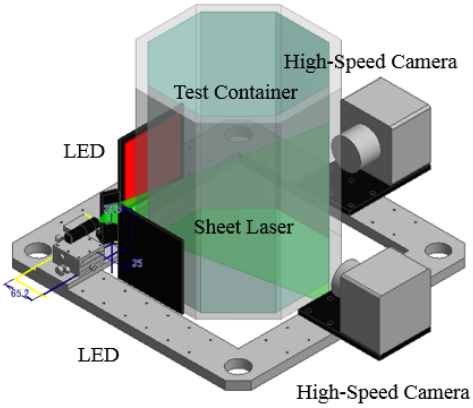


Fig. 1. 可視化実験装置

2. 実験手法

本研究では，プールスクラビング中の気泡内部のエアロゾル挙動に対して常温常圧にて PIV 計測を行うとともに，解析モデルの妥当性評価のために内部流動の可視化が容易な上昇油滴中の微粒子挙動の可視化計測を行っている．使用した実験装置の装置図を Fig.1 に示す．装置の中心軸上にエアロゾルを模した親水性シリカ粒子や蛍光粒子を散乱させるためのシートレーザーを照射し，光源をはさんで 90 度の位置にそれぞれハイスピードカメラを配置し，背面の LED を用いて界面の同時計測を行った．

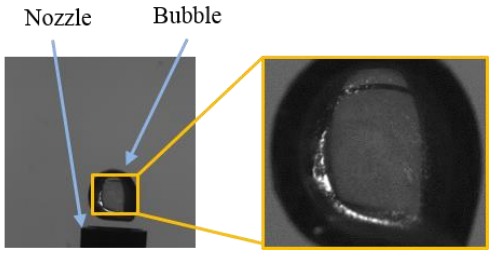


Fig. 2 上昇気泡の可視化

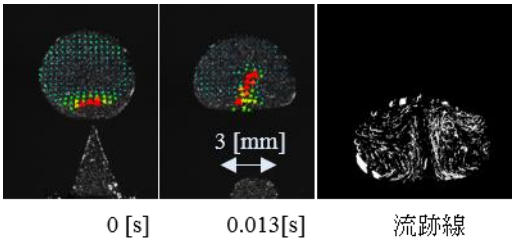


Fig. 3 上昇油滴への PIV 結果

3. 結果・考察

Fig.2 に上昇中の気泡に対してエアロゾル粒子として蛍光粒子を混入し，界面の散乱光を除去することで得られた粒子挙動の実験結果を示す．気泡内の微粒子挙動が可視化計測できることを確認した．Fig.3 に油滴中を撮影した画像を示す．時間を追うごとに油滴中央下部にある粒子の流れが上向き方向に成長していく様子や旋回運動などが見られた．既存のプールスクラビングのモデルにおいては流動の軸対称が前提となっているが本実験では奥行き方向の速度成分も観察され，解析コード中のモデルよりも複雑な流れとなっていることが明らかになった．

---

*Kouta FUJIWARA[1], Kazuki YAMAMOTO[1], Shimpei SAITO[1], Tomohisa Yuasa[1], Naoki HORIGUCHI[1], Akiko KANEKO[1], Yutaka ABE[1]
[1]University of Tsukuba

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

[1K05-08] Source term and Filtered Vent

Chair: Tetsuaki Takeda (Univ. of Yamanashi)

Mon. Mar 27, 2017 2:45 PM - 3:50 PM Room K (16-306 Building No.16)

[1K05] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

*Ayumi Itoh[1], Karasawa Hidetoshi[1], Marco Pellegrini[1], Okada Hidetoshi[1], Naitoh Masanori[1] (1. The Institute of Applied Energy)

2:45 PM - 3:00 PM

[1K06] Evaluation of Fission Product Released during the NPP Sevier Accident

*Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Ito[1], Marco Pellegrini[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naito[1] (1. Institute of Applied Energy)

3:00 PM - 3:15 PM

[1K07] Development of evaluation method for two-phse flow in Venturi scrubber for filtered venting

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

3:15 PM - 3:30 PM

[1K08] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

*Tadashi Narabayashi[1], Akinori Ishii[1], Go Chiba[1], Masanobu Sato[2], Takao Masuda[1] (1. Hokkaido University, 2. Tohoku University)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
（17）SAMPSON コードにおける Cs 沈着モデルの高度化

Evaluation of Fission Product Released during the NPP Sevier Accident

(17) Improvement of Cs deposition model in the SAMPSON code

*伊藤　あゆみ[1]，唐澤　英年[1]，ペレグリニ　マルコ[1]，岡田　英俊[1]，内藤　正則[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

SAMPSON コードの放射性核分裂生成物放出・挙動評価モジュール（FPRA/FPTA）を改良し、新たにモリブデン酸セシウム（Cs_2MoO_4）を考慮した。セシウム化合物の沈着挙動として、鋼材表面への化学吸着を組み込んだ。

キーワード：SAMPSON，セシウム，化学吸着，福島第一原子力発電所，放射性核分裂生成物

1. 緒言

従来の SAMPSON コードでは、セシウム（Cs）の化学形はヨウ化セシウム（CsI）と水酸化セシウム（CsOH）のみを考慮していた。しかし、福島原発の廃炉においては、原子炉内に残存するセシウムの分布評価が必要であり、CsOH より低温で付着しやすいモリブデン化合物の考慮が不可欠である。さらに、CsOH はステンレス鋼表面と化学反応して不溶性化合物として残存する知見も報告されている。今回、原子炉内におけるセシウム残存量を詳細に評価するために、セシウム化合物の放出挙動モデルを改良した。

2. モデル改良

モリブデン放出量の評価方法を見直し、従来の燃料固体内拡散律速による放出モデルから、燃料表面の酸素ポテンシャルを考慮した蒸発律速による放出モデルに変更した。セシウム化合物（CsI、CsOH、Cs_2MoO_4）が系内で化学平衡、熱平衡に到達すると仮定して、ギブス自由エネルギー最小化法によって存在量を決定するようにした。また、CsOH がステンレス鋼と反応して珪酸化合物（$CsSi_4O_9$）を生成して鋼材内部に残存する知見が得られた既往実験[1]にもとづく吸着速度反応式[2]を導入した。

3. 結論

原子炉内に残存するセシウムを詳細に評価するためのモデル改良を実施した。しかし、既往実験の化学的条件を福島実機解析に適用することには不確かさがいまだ大きい。事故進展事象の理解、および、実験的研究と並行してさらなる改良が求められる。なお、本研究は経済産業省「平成 28 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

参考文献

[1] R.M.Elrick et al.,”Reaction between some cesium-iodine compounds and the reactor materials 304 stainless steel, inconel 600 and silver”, NUREG/CR-3197 (1984)

[2] N.E.Bixler, “VICTORIA 2.0: A mechanistic model for radionuclide behavior in a nuclear reactor coolant system under severe accident conditions”, NUREG/CR-6131 (1988).

---

*Ayumim Itoh[1], Marco Pellegrini[1] , Hidetoshi Okada[1] and Masanori Naitoh[1]

[1]The Institute of Applied Energy.

原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
（18）Phebus FPT1 試験解析による Cs 沈着挙動の評価

Evaluation of Fission Product Released during the NPP Sevier Accident

(18) Evaluation of Cs deposition behavior by Phebus FPT1 test analysis

*唐澤　英年[1]，伊藤　あゆみ[1]，ペリグリニ　マルコ[1]，岡田　英俊[1]，内藤　正則[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

SAMPSON コードを用いて Phebus FPT1 試験の一次系での Cs 沈着挙動を評価した。Cs の化学形は、従来考えられていた CsOH/CsI 以外に Cs_2MoO_4 も考慮した。主な沈着機構は、蒸気凝縮と熱泳動であった。

キーワード：SAMPSON コード、Phebus FPT1 試験、セシウム化学形、沈着機構

1. 緒言

従来の過酷事故解析コードは、原子炉から環境に放出されるソースタームを評価するものであった。しかし、福島原発の廃炉においては、原子炉内に残留する核分裂生成物(FP)、特に長寿命 FP であるセシウム(Cs)の沈着量評価が重要となる。また、Phebus-FP 試験は、1/1000 スケールの PWR 模擬試験装置を用い、炉心から格納容器(PCV)に至る FP の移行・沈着過程を調べた[1)]。今回、過酷事故解析コード SAMPSON を用いて国際標準問題 ISP-46[2)]の対象となった FPT1 試験の解析を行い、Cs 沈着モデルの妥当性を検討した。

2. 試験解析

2-1. 解析条件

FP の移行・沈着を計算する FPTA モジュールを用い、ガス流量、ガス温度、壁温度、燃料からの FP 放出量を入力とした。計算ノードを、図 1 に示す。

2-2. 試験結果との比較

FPT1 試験で測定された C 点と G 点の FP 通過量と、各部位での FP 沈着量を比較した。

2-3. 解析結果

FPT1 試験で得られた主な知見は、①Cs は CsOH より低温で付着しやすい Mo との化合物を形成、②FP の大部分はエアロゾルとして温度差の大きい部分に主に沈着、③PCV 内でエアロゾルの大部分は重力沈降と拡散泳動により沈着、である。FPTA モジュールの主な FP 沈着モデルは、FP 蒸気の付着・再蒸発、化学吸着、慣性沈着、重力沈降、拡散、拡散泳動、熱泳動である。これらモデルの妥当性を、試験結果と比較検討した。

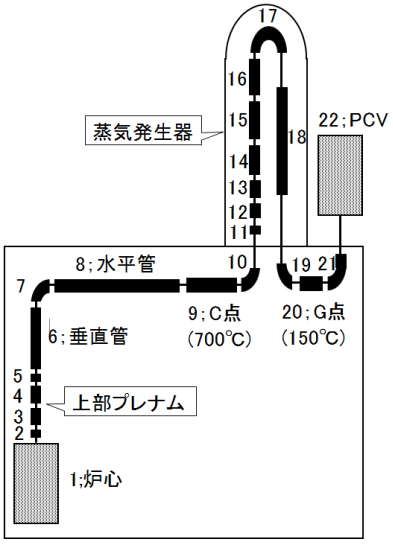


図 1　FPT1 試験ノード

なお、本研究は経済産業省「平成 28 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

参考文献

[1] B. Clement and R. Zeyen, Annals of Nuclear Energy, 61, 4-10(2013).

[2] B. Clement, et.al., Nuclear Engineering and Design, 235, 347-357(2005).

*Hidetoshi Karasawa[1], Ayumim Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Hidetoshi Okada[1] and Masanori Naitoh[1]

[1]The Institute of Applied Energy.

フィルタードベントのためのベンチュリースクラバー内二相流評価手法の開発
（5）環状噴霧流における液滴発生機構

Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting
(5) Mechanism of droplet generation in annular dispersed flow

*堀口 直樹[1,2]，吉田 啓之[2]，中尾 泰大[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]
[1]筑波大学，[2]原子力機構

ベンチュリースクラバー内の除染性能評価のための液滴・液膜の形成に関わる機構の解明を目的として，内部流動場の可視化観察を行った。本報では，特徴的な流動の観察結果に加え，同結果を元に検討した液滴発生機構について述べる．

キーワード：ベンチュリースクラバー，環状噴霧流，液滴，液膜

1. 緒言

フィルタードベントで用いられるベンチュリースクラバー（以下，VS）の除染性能を評価する上で重要な，液滴発生機構の解明を目的とした内部流動場の可視化観察により，これまでに拡大部の液膜上での局所的な液滴発生を観察した．本報では、液滴発生機構の検討のために実施した，より詳細な可視化観察結果を述べるとともに，観察された特徴的な流動場を元に検討した発生機構について述べる。

2. 実験

実験は既報の装置及び手法[1]を用いた。喉部見かけ気相速度 317 m/s での VS 内部流動を高速度カメラで可視化した結果を図 1 に示す。液膜状での液滴の発生による影が観察されているものの，その詳細については評価出来ない。そこで，図 1 に□で示す位置に対する高倍率撮影を実施した(図 2)。拡大部での自吸口が存在する面では，非常に薄い液膜から局所的に液滴が発生している。また，液滴発生部付近の側面では液膜厚さの急激な増加に伴う液膜の波立ちや，波立ちからと思われる液滴の発生(○内)が観察された。計測した前後の圧力分布から，液膜の急激な増加は，VS 内部の圧力勾配の変化に伴う液相の滞留によるものと考えられる。これらの観察から、VS 内部の液滴の発生箇所として，自吸口よりそのまま移動した液膜と，拡大部の液相の滞留により形成された比較的厚い液膜の二つが考えられる。今後は，既報[1]の液滴径計測結果等を考慮し，VS 内の液滴発生機構についてさらに検討を進めるとともに，発生モデルの構築を行う。

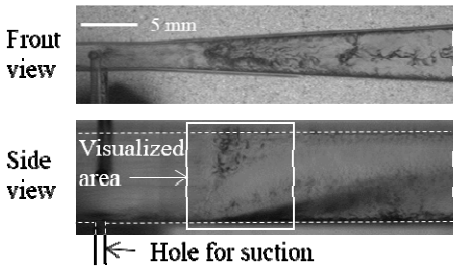


Fig. 1 Visualized area in Fig.2

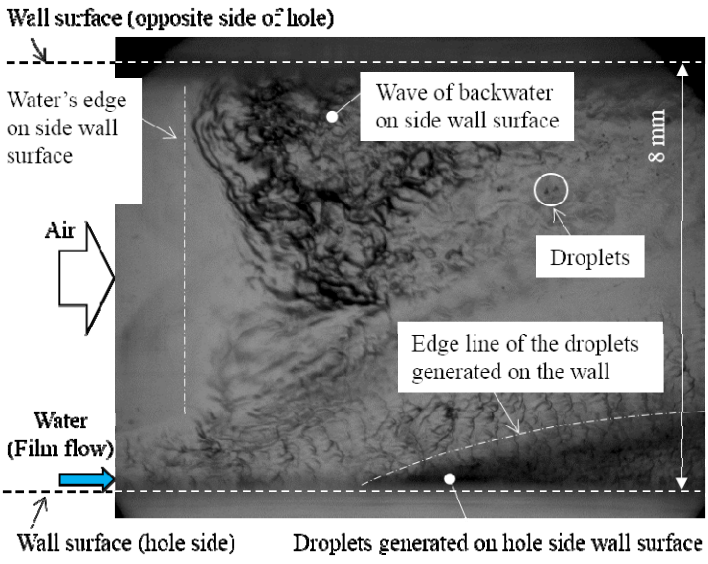


Fig. 2 Hydrodynamic behavior in VS at $j_{G,th}$ 317 m/s

参考文献

[1] 堀口ら,2016 年日本原子力学会秋の大会

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

多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究 (3)メタルファイバーフィルターの吸着メカニズムと除染係数の測定

Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core (3)Investigation of Capture Mechanism of Metal-Fiber Filter and Measurement of Decontamination Factor

*奈良林 直[1]，石井亮憲[1]，千葉豪[1]，佐藤修彰[2]，増田隆夫[1]（[1]北海道大学，[2]東北大学）

福島第一原子力発電所の廃炉においては、作業者の被曝低減と敷地外の放射性物質の漏洩防止のために、多核種高除染性空気浄化システムを開発する。本報では、メタルファイバーフィルターの特性を測定した。

キーワード：廃炉作業、福島第一原子力発電所、多核種、空気除染システム、作業被曝低減

1.緒言　福島第一原子力発電所の廃炉においては、原子炉建屋や格納容器内の汚染は深刻で、廃炉作業を実施するためには、作業者の被曝低減と敷地外の放射性物質の漏洩防止を徹底しなくてはならない。本報では、湿式と乾式メタルファイバーフィルターのうち、後者の吸着メカニズムの検討と、除染係数の測定を実施した。

2.フィルター特性試験　図１に示す空気浄化システム試験装置を用いてファイバー径や充填率などのパラメータを変化させてメタルファイバーフィルターの吸着性能（除染係数 DF）を測定した。

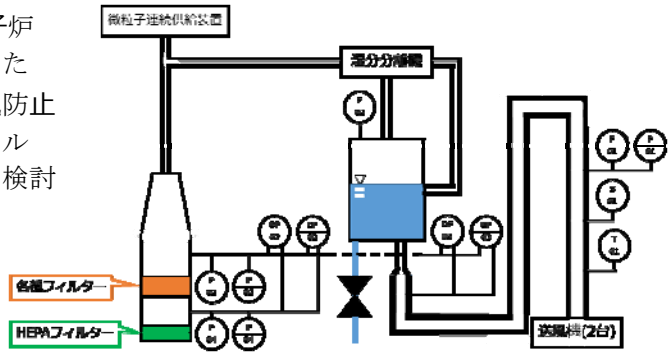


図１ 空気浄化システム試験装置の概要

図２にフィルターに捕捉されたエアロゾル模擬粒子（BaSO4）の FE-SEM 画像を示す。最大粒径は約 1mm、最小粒径は数十 nm で、メタルファイバーにトラップされている。SEM 画像の倍率を上げると外径約 2μm のメタルファイバーには無数の溝があり、数十 nm のナノ粒子がこのファイバーの溝にトラップされていることがわかる。

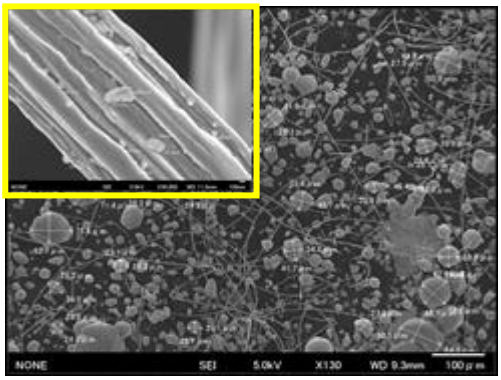


図２　フィルターに捕捉された粒子

3.フィルターの高性能化　ファイバー径 30μm、50μm、70μm の３種類のメタルファイバーを用いて充填率（空間に占めるステンレスの体積割合）を変えて除染係数 DF（＝投入質量/通過質量）を測定した。図３に試験結果を示す。ファイバー径が小さい 30μm と 50μm のフィルターは充填率を高めるとフィルター単段で DF=500 くらいの値が得られた。一方、ファイバー径 70μm のフィルターでは、DF=30 程度と低いが目詰まりは起こりにくく、初段に使用すると次段に 1/30 程度のエアロゾルを送ることになり、総合性能として目詰まりに強く、除染係数が高い多層フィルターを構築することができる。

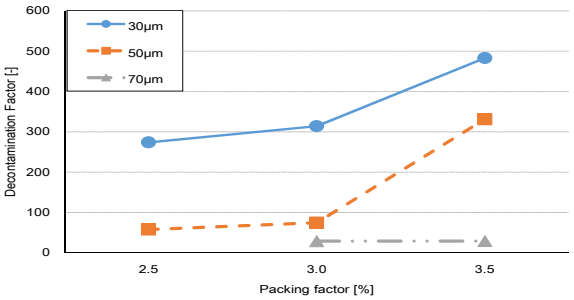


図３　フィルター充填率と除染係数

図４は、フィルター通過後の粒径分布である。数十 nm サイズの非常に小さなナノ粒子がフィルターを通過していることが分かる。粒子径が非常に小さいため、全体の質量からみるとごく僅かであるが、体内被曝を考えると、このような微粒子に対する吸着性能を高めておく必要があると考える。

4.デブリ加工方法に対するフィルターの要求性能　米国 Zion 発電所の廃炉作業では、プラズマカッターなどの熱が入る作業は格納容器内の線量が上がり断念し、ワイヤカッターに切り替えたとのことである。福島第一原子力発電所の廃炉作業では、レーザービームによる切断加工法が用いられた場合、発生するヒュームと呼ばれる数十 nm サイズの高除染性空気浄化システムが必要となる。

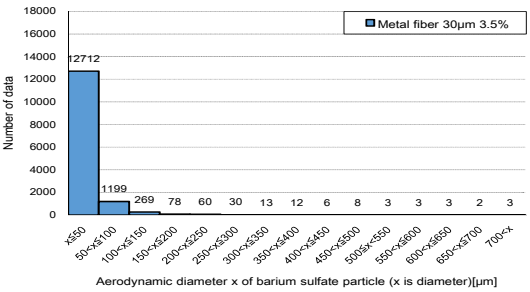


図４　フィルター通過後の粒径分布

5.結言　メタルファイバーのファイバー径や充填率を変えて除染係数 DF を測定した。今後は更にゼオライトの分子篩を用いた多核種の放射性エアロゾルやレーザ切断に伴うナノサイズのヒュームの除去についても取り組む。

参考文献　[1] 奈良林ら、2016 春の年会 1D20.
[2]秋山ら　、2016 春の年会 1D21

*Tadashi Narabayashi[1], Akinori Ishii[1], Go Chiba[1], Masanobu Sato[2], Takao Mmasuda[1] [1]Hokkaido Univ., [2]Tohoku Univ.

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

[1K09-13] Liquid-Metal Thermal Hydraulics

Chair: Shinji Ebara (Tohoku Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 3:50 PM - 5:10 PM Room K (16-306 Building No.16)

[1K09] Advancement of Sodium-water Reaction Phenomenon Analysis Code SERAPHIM

*Akihiro Uchibori[1], Akira Watanabe[2], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA, 2. NDD)

3:50 PM - 4:05 PM

[1K10] Hierarchical Analysis on factors related to self-wastage phenomenon in sodium-water reaction

*SUNGHYON JANG[1], Akira Yamaguchi[1] (1. The University of Tokyo)

4:05 PM - 4:20 PM

[1K11] Developmentof Evaluation Method for Cold Trap in FBR

*Akinori Tamura[1], Shiro Takahashi[1], Hiroyuki Nakata[2], Akio Takota[2] (1. Hitachi Ltd., R&D Group, 2. HGNE)

4:20 PM - 4:35 PM

[1K12] Development of Evaluation Method for Cold Trap in FBR

*Shiro Takahashi[1], Akinori Tamura[1], Hiroyuki Nakata[2], Akio Takota[2] (1. Hitachi, 2. Hitachi-GE)

4:35 PM - 4:50 PM

[1K13] Computational Study of Forced Convection Heat Transfer for Heating of Liquid Metal in a Circular Tube

*Koichi Hata[1], Katsuya Fukuda [1], Suguru Masuzaki [2] (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, 2. National Institute for Fusion Science)

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ナトリウムー水反応現象解析コード SERAPHIM の高度化
非構造格子用解析手法の適用

Advancement of Sodium-water Reaction Phenomenon Analysis Code SERAPHIM
Application of Unstructured Mesh-based Numerical Method

*内堀 昭寛[1]，渡部 晃[2]，髙田 孝[1]，大島 宏之[1]
[1]原子力機構，[2]エヌデーデー

高速炉蒸気発生器における伝熱管破損時事象の評価を目的として、ナトリウムー水反応現象数値解析コード SERAPHIM の開発を進めている。複雑形状に対する模擬性向上のため SERAPHIM へ非構造格子用解析手法を新たに適用し、基本的な妥当性を確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，蒸気発生器，ナトリウムー水反応，数値解析，非構造格子

1. 緒言　ナトリウム（Na）冷却高速炉蒸気発生器の伝熱管破損時に Na 側で生じる圧縮性多成分多相流及び Na－水化学反応を対象とする機構論的数値解析コード SERAPHIM を開発している。本解析コードは従来構造格子を対象としていたが、伝熱管の存在する複雑形状体系に対して模擬性を向上するため非構造格子用解析手法を新たに適用し、妥当性確認の一環となる解析を実施した。

2. 解析手法及び解析結果　SERAPHIM[1]は独自に開発した圧縮性を含む多流体モデルや Na－水化学反応モデルを有している。本件では主として、同多流体モデルの質量・運動量・エネルギー保存式、並びに、質量・運動量保存式の解法として圧縮性多相流に適用できるよう修正した HSMAC 法を非構造格子用に修正・定式化し、SERAPHIM へ組み込んだ。解析手法妥当性確認の一環として、伝熱管破損時の要素現象として最も重要である不足膨張噴流に対する解析を実施した。本解析では常圧空気で満たされた 3 次元領域を対象とし、解析領域の一端には高圧空気の噴出口を設けた（図 1a）。図 1b に解析結果（噴流中心線より上半分のマッハ数分布）を示す。解析で得られた噴流内衝撃波の形状や噴流内圧力分布が実験結果[2]と良好に一致することを確認した。本解析に加え、伝熱管（単管）の存在する液体 Na 領域中に水蒸気が噴出する現象（図 2a）を対象とした試解析を実施した。図 2b に示す通り、噴出した水蒸気が伝熱管周りを上昇するとともに化学反応により高温領域が形成される解析結果を得た。気相温度は最大で 1300℃程度まで上昇しているが、これは従来の実験知見[3]に整合している。

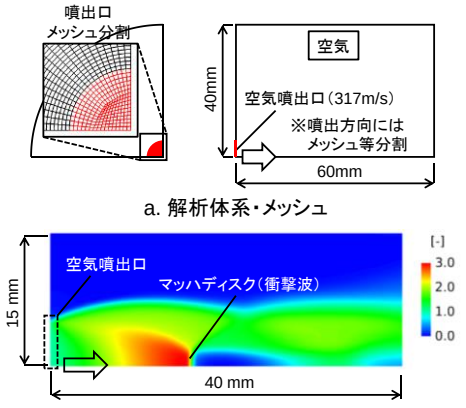


図 1　不足膨張噴流解析体系及び解析結果

3. 結言　要素現象として最も重要な不足膨張噴流を再現可能であることを確認し、また、水蒸気と液体 Na の流動及び化学反応により形成される温度場を再現可能である見通しを得た。

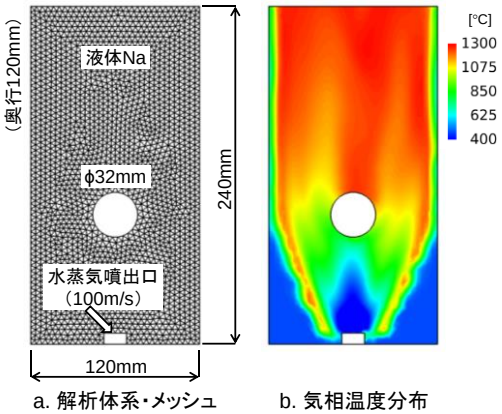


図 2　液体 Na 中水蒸気噴出現象試解析体系及び解析結果

参考文献

[1] Uchibori, A., et al., Mechanical Engineering Journal, Vol.3, 2016.
[2] Kuehner, J. P., et al., AIAA, 2002-2915.
[3] 栗原他，原学会 2011 春の年会, H21.

*Akihiro Uchibori[1], Akira Watanabe[2],
Takashi Takata[1] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NDD Corp.

ナトリウム−水反応によるセルフウェステージ現象における階層的要因分析

Hierarchical Analysis on factors related to self-wastage phenomenon in sodium-water reaction

*張　承賢，山口　彰
東京大学

ナトリウム冷却高速炉の蒸気発生器内で生じるナトリウム−水反応によるセルフウェステージ現象には、多数の要因が関係しており、要因間の関係は定まっていない。本研究では統計的な手法を用いて要因間の関係について階層的な分析を行い、セルフウェステージについての新しい評価式の導出を検討する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ナトリウム−水反応、セルフウェステージ現象、要因分析、DEMATEL 法

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の蒸気発生器内の伝熱管に生じたき裂から水蒸気が漏えし、ナトリウム−水反応に伴い、初期き裂が自己損耗により拡大するセルフウェステージ現象が起こる。セルフウェステージ現象にはナトリウム温度、水蒸気温度、初期漏えい率などの様々な要因が関係しており、その要因間の関係が定まっていない。本研究では現象における支配的な要因の抽出及び要因間の関係についての定量的な評価を目指す。

2. 要因間影響度分析　セルフウェステージ現象における要因間の関係を評価するために、２つの要因間の影響度を定量化する。本研究では、日本原子力研究開発機構にて行われた SWAT-2 装置を使ったセルフウェステージに関する試験から取った１４個の要因（５５サンプル）を用いて要因間の影響度を評価した。要因間の疑似相関による影響を除くため、偏相関係数を用いて２つの要因間の影響度を０～３と定義した。要因間の影響をもとに、DEMATEL 法を用いてセルフウェステージ現象における支配的要因の抽出を行なった。図１に DEMATEL 法による評価結果を示す。横軸は重要度であり、大きい重要度を持つ要因は、現象において重要なパラメータであることを意味する。縦軸は原因度であり、正の原因度を有する要因は、他の要因に影響を与える原因パラメータであることを意味し、負の原因度を有する要因は現象における結果パラメータである。

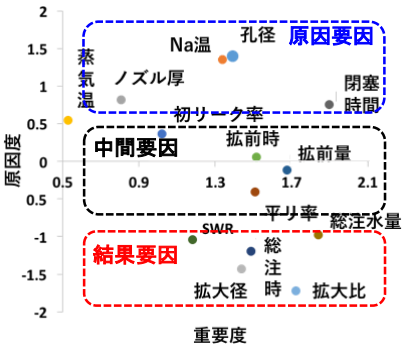


図 1 DEMATEL 法による要因分析図

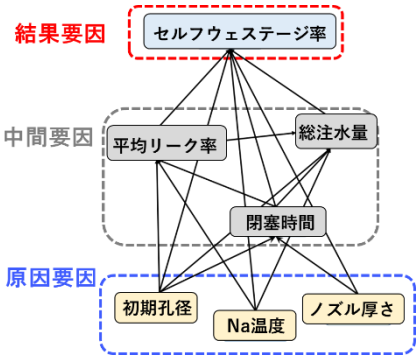


図２ セルフウェステージ率に関する要因関係

結果からわかるように１４つのパラメータは原因度を基準に初期孔径、Na 温度のような原因要因、平均リーク率、リーク量のような中間要因、拡大孔径のような結果要因に分けることが可能である。従ってセルフウェステージ現象おける要因間には階層的な関係を有することが分かる（図 2）。既存の研究では平均リーク率と Na 温度を用いて直接的にセルフウェステージ率に関しての評価式を導出した。しかし、要因間には階層的な関係を持つと予想されるため、本研究の結果を踏まえ、重要度の高い総注水量、平均リーク率、閉塞時間を用いてセルフウェステージ率を評価する式を導出し、評価式によるセルフウェステージ率を予測した結果、既存の評価式の誤差は 17.5 倍であるに対し、本研究の評価式の誤差は２.７倍と予測式の精度が改善されたことが確認できる。

3. 結論　本研究ではセルフウェステージ現象における要因間の複雑な相関関係について偏相関係数を用いて要因間の影響度を定量化し、DEMATEL 法を用いて要因間の関係について評価を行なった。評価の結果、要因間には原因要因、中間要因、結果要因のように階層的な構造を有することがわかった。階層的な構造を持つよう、現象における重要度の高い要因を用いてセルフウェステージ率の評価式を導出した結果、既存の評価式より著しい精度の改善が確認できた。

参考文献

[1] 張承賢、ナトリウム−水反応におけるセルフウェステージ現象の要因分析、2016 年春の年会、1D04、2016

*Sunghyon Jang, Akira Yamaguchi
The University of Tokyo

高速増殖炉用コールドトラップの性能評価手法の開発
(1) 充填物における不純物析出解析手法の開発

Development of Evaluation Method for Cold Trap in FBR

(1) Numerical Analysis Method of Impurity Precipitation in Packed Mesh

*田村 明紀[1], 高橋 志郎[1], 仲田 博幸[2], 田子多 明男[2]

[1] 日立 研開, [2] 日立 GE

高速増殖炉のナトリウム中不純物を捕獲するコールドトラップの性能評価手法を開発中である。本研究ではコールドトラップ充填物における不純物析出解析手法を開発した。

キーワード：高速増殖炉、コールドトラップ、析出、流動解析

1．緒言 高速増殖炉の冷却材として用いられるナトリウム中には炉心、構造物などから混入した微量の不純物（酸素、水素）が含まれている。構造物の腐食抑制などの観点から、これらの濃度はコールドトラップ(CT)と称される機器により十分低い濃度に保たれている。本研究では、より高性能なCTの開発を目指し、CTの性能評価手法を開発している。CT内では、ナトリウムを冷却することにより不純物を過飽和状態とし、CT中に設置された充填物（ワイヤメッシュ）でナトリウム化合物として析出させて不純物濃度を制御する。本報では、充填物表面における不純物析出量を評価する解析手法の開発結果を報告する。

2．解析方法 充填物表面に析出する不純物により、充填物内には複雑な流路が形成される。このような複雑な流れ場解析に適した解析手法である格子ボルツマン法をベースとし、不純物解析に必要となる低レイノルズ数モデル、不純物析出モデルを新たに開発して既存の格子ボルツマン法に導入した。

3．結果 解析手法の検証のため、模擬不純物（ショ糖）を用いた試験を実施した。試験では一層の充填物を用い、模擬不純物の析出に伴う圧力損失変化を解析と比較した。圧力損失の比較結果を図1に示す。不純物の析出に伴い圧力損失が時間経過とともに増加することが分かる。解析と試験の圧力損失変化は定量的に良く一致し、本解析手法が妥当であることを確認した。次にナトリウム条件での検証のため、文献[1]に記載のプラギング計性能試験を対象として解析を行った。プラギング計オリフィス前後での流量変化を比較し、図2の通り良好な結果が得られた。今後、本解析コードをベースにより高性能なCTの開発を目指す。

参考文献 [1] PNC-TN241-80-20「FBRにおける水素の挙動および冷却材ナトリウムからの除去」, 1980.

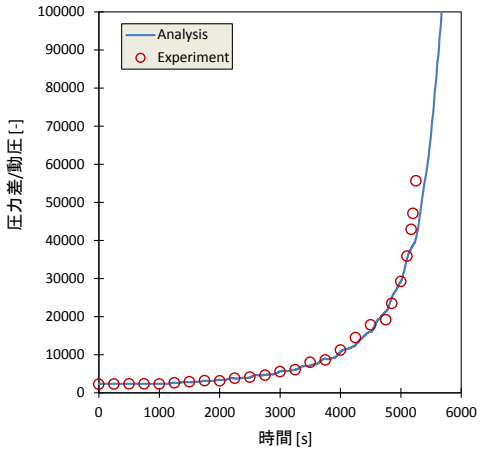


図1 模擬不純物試験における圧損時間変化の比較

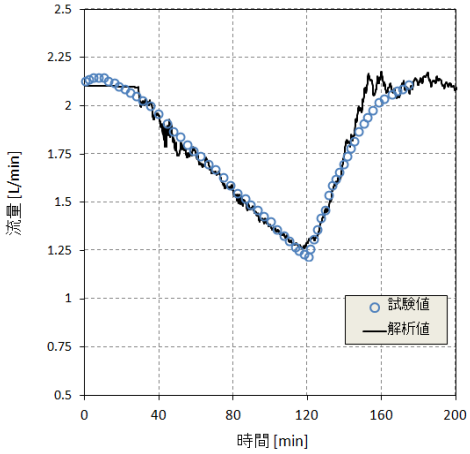


図2 プラギング計オリフィス圧損の比較

*Akinori Tamura[1], Shiro Takahasi[1], Hiroyuki Nakata[2], Akio Takota[2]

[1]Hitachi Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd.,

高速増殖炉用コールドトラップの性能評価手法の開発
(2) コールドトラップに析出するナトリウム化合物の解析評価

Development of Evaluation Method for Cold Trap in FBR

(2) Analytical Evaluation of Impurity Capturing Capacity of Cold Trap

*高橋 志郎[1], 田村 明紀[1], 仲田 博幸[2], 田子多 明男[2]

[1]日立 研開, [2]日立 GE

高速増殖炉のナトリウム中不純物を捕獲するコールドトラップ(CT)の性能評価手法を開発している。開発した性能評価手法を用いて、CT の最適な充填材仕様を検討した。

キーワード：高速増殖炉, コールドトラップ, 析出, 流動解析

1. 緒言

高速増殖炉の冷却材であるナトリウム中には、溶解している不純物として、酸素と水素がある。酸素は構造材料を腐食させる要因であり、特に 1 次冷却系においては、炉心からの放射性腐食生成物の発生を防止するため、低い濃度に維持しておく必要がある。水素も、二次冷却系の蒸気発生器の水漏洩監視に用いられているため、低い濃度に維持しておく必要がある。そのため、ナトリウム中の不純物濃度は、一次および二次冷却系に設置されている「コールドトラップ(CT)」と呼ばれるナトリウム精製装置を温度制御することで低い濃度に保たれている。CT は、不純物（酸素および水素）を充填材（ステンレス製金網など）にナトリウム化合物（NaH および Na_2O）として析出させて、捕獲する装置である。CT の設計を高度化するため、高精度で捕獲性能を評価する手法を開発した。

2. コールドトラップ性能解析評価手法

CT 性能評価手法は、前報[1]で報告する金網部の詳細解析と CT 全体解析で構成される。CT 全体解析では、CT 全体の不純物の捕獲性能を流速、温度および濃度分布を考慮して評価するため、汎用非定常 3 次元流動解析を用いた。図 1 に CT 全体解析セクタモデルのメッシュを示す。CT 全体解析により、充填材におけるナトリウム化合物析出量分布と圧力の時間変化を予測できる。

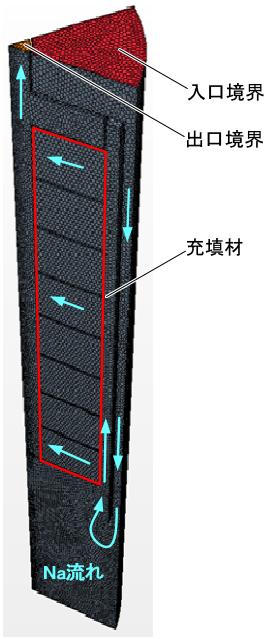


図 1 解析モデル

3. 充填材の最適設計

図 2 に不純物析出量分布を示す。また、図 2 右下に充填材内の析出速度分布を示す。析出量 W [kg]は、密度ρ [kg/m^3]、体積 V [m^3]、濃度差 c-c_s [wt. ppm]、時間 t [s]に比例するとして、析出速度 h [1/s]を以下の式で定義した。

$$W = \rho \cdot V \cdot h \cdot (c - c_s) \cdot dt \times 10^{-6} \qquad (1)$$

h は不純物の物性値、ナトリウムの流速、および金網形状で変化する。図 2①に示すように、不純物の拡散係数が高く、h が半径方向に一定だと、ナトリウム化合物が CT の外周側に偏って析出し、早い閉塞を引き起こす。そのため、金網の充填率（h）を半径方向に変化させた CT の充填材設計を検討した。図 2②では、半径方向に直線で h を変化させ、③では、指数関数で変化させた。図 2③の条件では、ナトリウム化合物はほぼ一様に析出している。充填材の h を半径方向に変化させることにより、ナトリウム化合物が一様に析出し、捕獲量を増加できることを確認した。

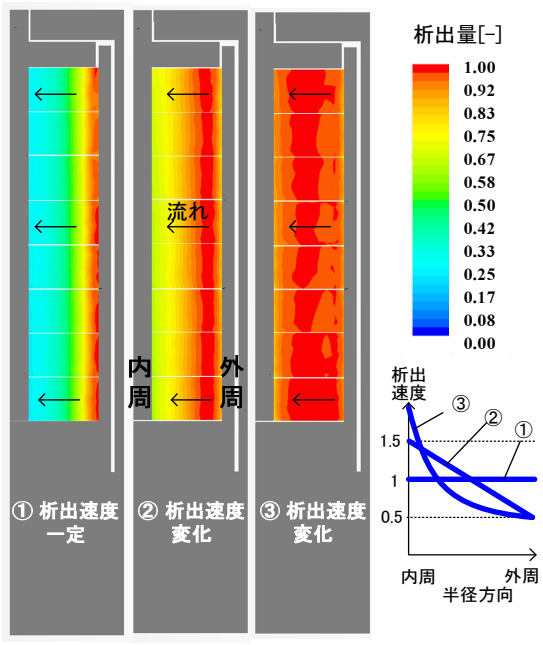


図 2 不純物析出量分布

4. 結論

開発した解析評価手法を用いて、捕獲量を増加した CT を設計できることを確認した。

参考文献 [1]田村明紀他; 2017 年春の年会, (2017), 投稿中

*Shiro Takahashi[1], Akinori Tamura[1], Hiroyuki Nakata[2], Akio Takota[2], [1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

液体金属における円管内強制対流熱伝達の数値解析

Computational Study of Forced Convection Heat Transfer for Heating of Liquid Metal in a Circular Tube

*畑幸一[1]，福田勝哉[1]，増崎貴[2]

[1]神戸大海事，[2]核融合研

核融合炉における液体金属を用いたブランケット冷却、液体金属による高熱流束エネルギー変換、液体金属冷却高速炉における熱流動の運転・安全の向上等に関する液体金属伝熱流動の基礎研究として、液体金属ナトリウムにおける円管発熱体内の強制対流熱伝達の理論解析を行い、強制対流熱伝達を支配する伝導底層厚さ、無次元伝導底層厚さを明らかにし円管発熱体内高温液体金属の一般的強制対流熱伝達表示式を導出する。

キーワード：液体金属、円管、強制対流熱伝達

1. 緒言　実験データ(1)に基づく強制対流下の垂直同心二重円管内液体金属ナトリウムの層流熱伝達における伝導底層厚さを計測し、低ペクレ数域における円管内液体金属ナトリウムの強制対流熱伝達を熱流体解析コードを用い数値解析した結果について報告する。

2. 数値解析　数値解析は、環状流路試験部(d=7.6mm、L=52mm、d_{out}=14.3mm、L_{ts}=1003.4mm、L_e=308mm、L_{ex}=643.4mm)、2 種類の円管試験部(水力相当直径 $d_H=(d_{out}-d)$=6.7mm、熱的相当直径 $d_e=(d_{out}^2-d^2)/d$=19.307mm、L=52mm、L_{ts}=1003.4mm、L_e=308mm、L_{ex}=643.4mm)において、入口液温 T_{in}=583.68K、流速 u=0.0852m/s、熱流束 q=0.9771×10^{6}W/m^2 で行われた。ペクレ数 Pe は、水力相当直径、熱的相当直径においてそれぞれ Pe=8.78、24.95 である。境界適合格子による 1/6 モデルの環状流路、水力及び熱的相当直径の円管試験部の計算メッシュ(19,6,197)、(13,6,197)、(29,6,197)の概略図を x-y-z (r-θ-z)座標系に対する面上図 1(a)、(b)、(c)に示す。発熱体に接するセル巾$(\Delta r)_{out}$には 0.4 mm を与え、緑色で示す格子面が流入 inlet、流出 outlet 境界面である。

3. 結果・考察　代表例として、環状流路試験部で行われた d=7.6mm、L=52mm、d_{out}=14.3mm の同心二重円管発熱体で、T_{in}=583.68K、u=0.0852m/s、q=0.9771×10^{6}W/m^2 に対する実験計測した層流熱伝達の発熱体局所外表面温度(T_s △)、発熱体入口及び出口液温(T_{in}, T_{out} ●)、発熱体入口出口液温から内挿直線補間した局所液温(T_f ○)を温度 T と試験部長さ Z の面上図 2 に示す。発熱体局所外表面温度△、局所液温○は加熱長さが長く成る程直線的に高く成る。局所液温○はそれぞれの加熱長さで発熱体局所外表面温度にほぼ平行して低い。発熱体局所外表面温度、局所長さの平均液温の数値解析結果を青実線、青一点鎖線で示す。発熱体局所外表面温度、局所長さの平均液温の数値解析結果は、実験結果の発熱体局所外表面温度、計測した発熱体入口及び出口液温(T_{in}, T_{out})を直線補間した局所液温とほぼ一致し、発熱体局所外表面温度の上昇割合は、局所長さの平均液温の上昇割合とほぼ同様である。次に、円管発熱体において、水力相当直径で T_{in}=583.68K、u=0.0852m/s、q=0.9771×10^{6}W/m^2 に対する数値解析結果で d_H=6.7mm、L=52mm の円管発熱体発熱体局所内表面温度、局所長さの平均液温を赤実線、赤一点鎖線で示す。発熱体局所内表面温度、局所長さの平均液温の上昇割合は二重円管発熱体に比較して 2.70 倍で非常に大きい。熱的相当直径 d_e=19.3mm、L=52mm の円管発熱体で T_{in}=583.68K、u=0.0852m/s、q=0.9771×10^{6}W/m^2 に対する数値解析結果で発熱体局所内表面温度、局所長さの平均液温も緑実線、緑一点鎖線で示す。発熱体局所内表面温度、局所長さの平均液温の上昇割合は二重円管発熱体より 1.21 倍大きいがほぼ類似である(2)。

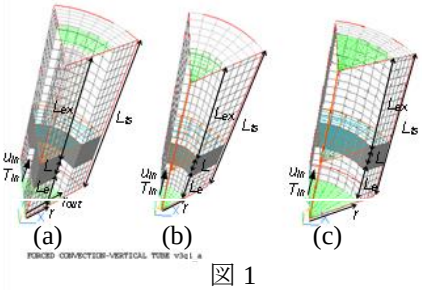


図 1

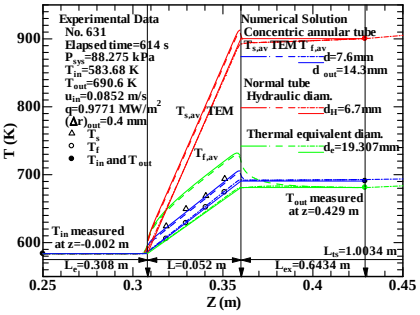


図 2

同心二重円管発熱体で、水力相当直径及び熱的相当直径に対する数値解析結果を図 3 の Nu と Pe の面上に△及び□で示す。水力相当直径の $Nu_{av,d}$ は実験結果及び従来の数値解析結果○とほぼ一致する。熱的相当直径の $Nu_{av,Ate}$ □は Nu と Pe 共に△より 2.88 倍大きい。円管発熱体の水力相当直径及び熱的相当直径に対する数値解析結果を図 3 の面上に△及び□で示す。水力相当直径において円管発熱体の $Nu_{av,H}$(=4.43)△は、Pe=8.92 で二重円管発熱体の $Nu_{av,d}$(=6.528)△より 32.14%小さい。熱的相当直径において円管発熱体の $Nu_{av,te}$(=5.429)□は、Pe=25.07 で二重円管発熱体の $Nu_{av,Ate}$(=18.81)□より 71.14%小さい。円管内強制対流熱伝達を数値解析した結果は、T と Z の関係においては熱的相当直径に対する解析結果の方が二重円管発熱体の解析結果とより類似な傾向を示すが、Nu と Pe の関係においては水力相当直径の解析結果の方がより合理的である。広範囲の熱流束において水力相当直径に対する円管内強制対流熱伝達の数値解析を行い、高温液体金属中の円管発熱体の一般的強制対流熱伝達表示式 $Nu_{av,H}$ を二重円管発熱体の $Nu_{av,d}$ の比として次式を導出する(2)。

$$Nu_{av,H}/Nu_{av,d} = 0.675 \qquad (1)$$

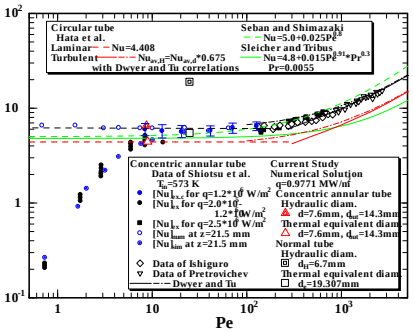


図 3

4. 結論　水力相当直径における円管発熱体の発熱体局所内表面温度、局所長さの平均液温の上昇割合は二重円管発熱体に比較して 2.70 倍大きく、$Nu_{av,H}$(=4.43)は、Pe=8.92 において二重円管発熱体の $Nu_{av,d}$(=6.528)より 32.14%小さい。高温液体金属中の円管発熱体の一般的強制対流熱伝達表示式 $Nu_{av,H}$ を二重円管発熱体の $Nu_{av,d}$ の比として式(1)を導出する。

参考文献　(1) Shiotsu, M., et al., NURETH-6, **2**, pp. 1292-1301, 1993.
(2) Hata, K., et al., NUTHOS-11 N11A0011, pp. 1-13, 2016.

*Koichi Hata[1], Katsuya Fukuda[1] and Suguru Masuzaki[2]
[1]GSMS, Kobe Univ., [2] National Institute for Fusion Science

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

[1K14-16] Two-Phase Flow and Phase Change 1

Chair: Michio Murase (INSS)

Mon. Mar 27, 2017 5:10 PM - 6:00 PM Room K (16-306 Building No.16)

[1K14] Development of a Drift Flux Model for Rod Bundle Geometries at Low Flow and Pressure Conditions

*Ikuo Kinoshita[1], Toshihide Torige[1], Joshua Paul Schlegel[2], Takashi Hibiki[3] (1. INSS, 2. Missouri S&T, 3. Purdue Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[1K15] Basic Experiment on Void Drifting Characteristics around a Cylindrical Obstacle under Stagnant Water Condition

*Akinori SATO[1], Shinichiro UESAWA[2], Hiroyuki YOSHIDA[2], Kazuyuki TAKASE[1] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM

[1K16] Development of Prediction Technology of Two-Phase Flow Dynamics under Earthquake Acceleration

Akifumi Miyazaki[1], *Yuchen Wu[1], Akiko Kaneko[1], Hideaki Monji[1], Hiroyuki Yoshida[2], Yutaka Abe[1] (1. Tsukuba Univ., 2. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

低流量低圧条件下におけるロッドバンドルドリフトフラックス相関式の開発
(1) 相関式の開発と検証解析

Development of a Drift Flux Model for Rod Bundle Geometries at Low Flow and Pressure Conditions

(1) Drift flux Model Development and Validation

*木下 郁男[1]，鳥毛 俊秀[1]，Joshua P. Schlegel[2]，Takashi Hibiki[3]

[1]原子力安全システム研究所，[2] Missouri Univ. Sci. Technol.，[3] Purdue Univ.

低流量低圧条件におけるロッドバンドルの分布パラメータの増加をモデル化したドリフトフラックス相関式を開発した。本相関式を組み込んだ RELAP5 コードと EPRI の式が組み込まれたオリジナルの RELAP5 コードのロッドバンドル内ボイド率の予測精度を比較した。

キーワード：ドリフトフラックスモデル，ロッドバンドル，ボイド率，RELAP5

1. 緒言　ロッドバンドルにおける従来のボイド率相関式は、ミッドループ運転中の事故や LOCA 時の解析で重要となる低流量低圧条件下での二相流挙動を適切に予測できない。本研究では、低流量低圧条件下での分布パラメータの増加をモデル化したドリフトフラックス相関式を開発した。さらに、本相関式を RELAP5 コードに組み込み、実験解析によりボイド率の予測精度を検証した。

２．相関式の開発　相関式の開発には低流量低圧条件下における 8×8 ロッドバンドルデータを用いた[1]。図 1 に、実験から得られた分布パラメータの評価結果を示す[2]。低流量条件で分布パラメータは増加し、極大値に達した後は流量の増加に伴い減少し、実機運転条件での分布パラメータの値に漸近した。このデータから、分布パラメータの相関式を気液流束の関数として与えた[2]。また、圧力影響は気液密度比により考慮した[3]。

３．検証解析　本相関式を RELAP5 コードに組み込み、ロッドバンドル内ボイド率の予測精度を RELAP5 コードにオリジナルの EPRI 相関式と比較した。図 2 に、大気圧条件下 8×8 ロッドバンドルデータに対する解析結果を示す。EPRI 相関式は低ボイド率領域(約 0.2 以下)においてボイド率を過小評価した。一方、新しく開発した本相関式は±15%の範囲で実験データを再現し、EPRI 相関式よりも精度が向上することを確認した。これは、低流量低圧条件下において生ずる再循環流による流路中央へのボイドの集積を、本相関式が適切に考慮しているためと考えられる。図 3 に、小 LOCA 時圧力条件下の THTF 64 本バンドル実験[4]に対する解析結果を示す。本相関式と EPRI 相関式とでボイド率予測精度に大きな差はない。高圧条件では、浮力効果が減少することから再循環流の発達が妨げられるため、本相関式の予測精度が EPRI 相関式と大差ないことは妥当な結果であると考えられる。

参考文献　[1] C. Clark, et al., Int. J. Multiphase Flow, 64, 87-100 (2014). [2] C. Clark, et al., Int. J. Heat and Fluid Flow, 48, 1-14 (2014). [3] J.P. Schlegel and T. Hibiki, “Development of Improved Drift-Flux Model for Rod Bundles at Moderate Pressures” (2015). [4] T.M. Anklam et al., NED, 75, 99-108 (1982).

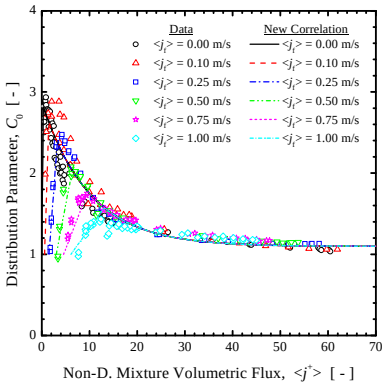


図 1　分布パラメータ[2]

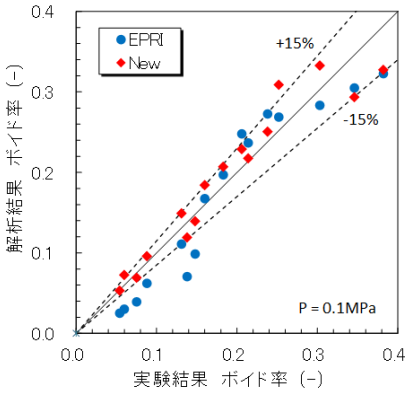


図 2　8×8 バンドル実験解析

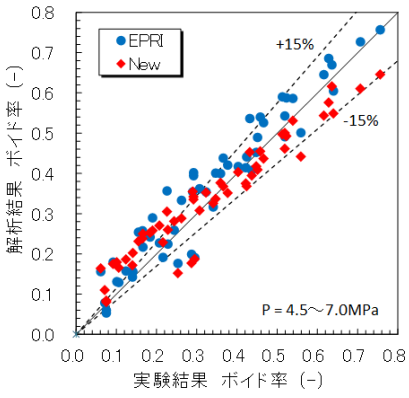


図 3　THTF 64 本バンドル実験解析

*Ikuo Kinoshita[1], Toshihide Torige[1], Joshua Schlegel[2] and Takashi Hibiki[3]

[1]INSS, [2]Missouri Univ. Sci. Technol., [3]Purdue Univ.

停滞水条件下における円筒形障害物周りのボイドドリフト特性に関する基礎実験

Basic Experiment on Void Drifting Characteristics around a Cylindrical Obstacle under Stagnant Water Condition

*佐藤 彰紀[1]，上澤 伸一郎[2]，吉田 啓之[2]，高瀬 和之[1]
[1]長岡技術科学大学大学院，[2]日本原子力研究開発機構

軽水炉において想定される大破断 LOCA 等の事故が発生した場合，炉心内の冷却水水位が下がり，自然循環が停止すると炉心内部の冷却水は停滞水条件となる．本研究では停滞水条件下において，直径の異なる円筒形障害物を流路内に設置し，その周りを上昇する気泡挙動に関するデータを取得した．また，実験結果と数値解析結果の比較を行った．

キーワード：気液二相流，ボイド率，停滞水，ボイドドリフト，数値解析

＜緒言＞

冷却水は原子炉全体を循環することで十分な除熱性能や核分裂反応の制御性を確保し，原子炉の安全性に大きく関わっているが，大破断 LOCA 等の事故事象が発生し冷却水水位が低下した場合，炉心内部において冷却水は停滞水条件となる．この条件は原子炉が通常運転時から過酷事故へ移行する際の過渡時の事象であり，ボイド率は気液混合水位と燃料棒の冷却に影響するため重要な予測対象となる[1].

＜実験＞

停滞水条件下における二相流挙動を観察・測定するため，図 1 に示すようなアクリル製の垂直円管流路を製作し，停滞水中に空気を注入することで気液二相流を発生させた．気泡挙動および形状を観察するためにハイスピードカメラ(HSC)，障害物周りの局所断面ボイド率分布を測定するためにワイヤーメッシュセンサ(WMS)，さらに気泡周りの液相流速分布を測定するために粒子画像流速測定法(PIV)をそれぞれ使用した．また，日本原子力研究開発機構が開発を行っている二相流詳細解析コード TPFIT を使用して数値解析を行い，数値解析結果と実験結果を比較した．

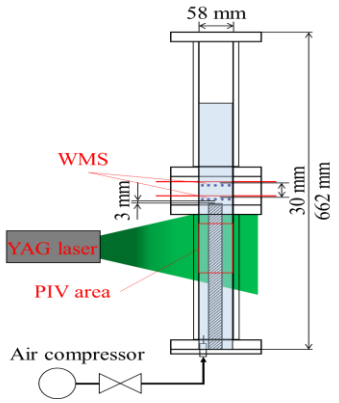


図 1　実験装置概要

＜結果・考察＞

図 2 に実験結果の一例を示す．一連の実験から停滞水条件下での気泡の蛇行や旋回の様子を明らかにした．WMS より断面ボイド率分布及び気泡の三次元可視化像を得ることができた．また，数値解析結果の比較では， HSC での観察結果より気泡挙動を，PIV による液相流速分布の観察結果より障害物を挟んだ液流速分布の分布傾向をそれぞれ定性的に予測できることを確認した．

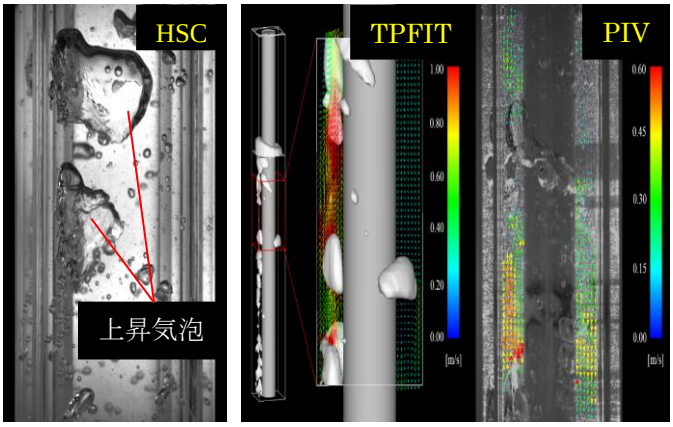


図 2　実験結果の一例

参考文献

[1] 村瀬道夫，その他 5 名，「停滞水下 4×4 ロットバンドル空気・水実験でのボイド率の数値計算」，混相流，28 巻，1 号，55-61, 2014

*Akinori Sato[1]，Shinichiro Uesawa[2]，Hiroyuki Yoshida[2] and Kazuyuki Takase[1]
[1]Nagaoka University of Technology，[2]Japan Atomic Energy Agency

地震加速度付加時の気液二相流の詳細予測技術高度化に関する研究 （33）水平方向加振に対する単一上昇気泡の応答特性と周囲流動場の相互作用

Development of Prediction Technology of Two-Phase Flow Dynamics under Earthquake Acceleration
(33) Interaction between Response of a Rising Single Bubble to the Horizontal Oscillation and Flow Field

宮崎 彬史[1]，*呉 与宸[1]，金子 暁子[1]，文字 秀明[1]，吉田 啓之[2]，阿部 豊[1]
[1]筑波大学，[2]原子力機構

地震加速度付加時の気液二相流の詳細予測技術開発の一環として、矩形容器内の単一上昇気泡に対する加振時の三次元可視化観察結果により、加振条件によって単一気泡の傾きが圧力勾配に対して応答に違いが見られることを観測した。

キーワード：地震動、単一気泡、上昇気泡、可視化実験

1. 緒言

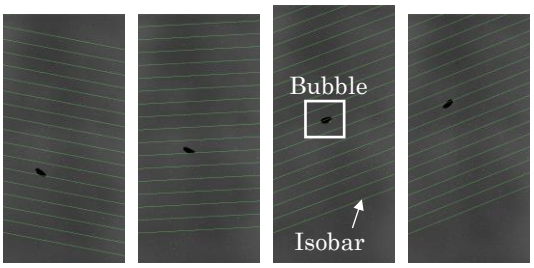
原子力発電の出力に大きく関係する炉内の気液二相流の地震動に対する応答性を調べるため、構造物が振動した際の上昇気泡の応答特性の解明を目指した可視化実験を行っている[1]。本報では加振に対する気泡の追従性を調べるため、異なる加振条件での単一気泡挙動に着目し、液相圧力勾配と気泡運動を比較した。

2. 実験装置及び実験条件

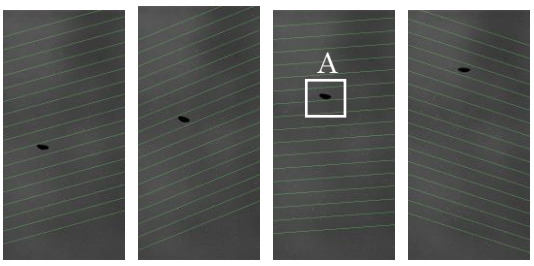
実験装置は既報[2]と同様であり、三次元可視化計測のために *x-z*、 *y-z* 面の両面から撮影を行った。加振加速度は 0.4 G とし、加振周波数 f_T は 1.5~18 Hz の 13 条件で実験を行った。

3. 結果・考察

加振方向と気泡上昇方向がなす *x-z* 面上における気泡通過時の液相速度場の算出を行った。可視化画像には構造物加振によって誘起される圧力変動から算出した等圧線を可視化している。図(a) f_T = 6Hz において、気泡は等圧線に対して垂直方向に運動している様子が見られる。これより、気泡は圧力勾配に従って運動していると考えられる。一方、6Hz より高い周波数条件の図(b) f_T =9Hz では、気泡は等圧線に従って運動をしていない様子が見られる。さらに、A において気泡の運動方向が等圧線に対して一時的に垂直になることから、加振周波数 9Hz において、気泡の運動は圧力勾配に対して逆位相で変化していることが考えられる。これらから、気泡は加振周波数により圧力勾配の変化に対する応答が異なると考えられる。



(a) f_T = 6Hz



(b) f_T = 9Hz

Fig. Visualization of a bubble and isobar
(Δt = 20 ms)

参考文献

[1] Y Kato,et al., NTHAS9, N9A0107(2013)
[2] 宮崎ら 日本原子力学会 2015 年秋の年会予稿集,C01

Akifumi Miyazaki[1], *Wu Yuchen[1], Akiko Kaneko[1], Hideaki Monji[1], Hiroyuki Yoshida[2], Yutaka Abe[1]
[1]Tsukuba Univ., [2]JAEA.

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

[1L01-06] HLW Treatment

Chair: Daisuke Akiyama (Tohoku Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 2:45 PM - 4:20 PM Room L (16-503 Building No.16)

[1L01] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Akihiro Suzuki[1], Fumiki Mizusako[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Tetsuo Fukasawa[3], Kuniyoshi Hoshino[3], Yusa Muroya[4], Tatsuro Matsumura[5] (1. NFD, 2. Kyushu Univ., 3. Hitachi-GE, 4. Osaka Univ., 5. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1L02] Development of Separation Process of High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids

*Tadayuki Takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1. Department of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

3:00 PM - 3:15 PM

[1L03] Separation and Recovery of Se, Zr, Pd, Cs from high-level radioactive waste by using ion exchange method

*Tatsuya Suzuki[1], Satoko Ikezu[1], Yu Tachibana[1], Masanobu Nogami[2] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Kindai University)

3:15 PM - 3:30 PM

[1L04] A spectroscopic study on interface toward improvement of solvent extraction method for high-level liquid waste

*Ryoji Kusaka[1], Masayuki Watanabe[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[1L05] Selective Separation and Recovery of Ruthenium from High-level Liquid Waste and its Effective Utilization

*Tatsuya ITO[1], Seong-Yun KIM[1], Nobumichi NAGANO[1], Keitaro HITOMI[1] (1. Dept. of Quant. Sci. and Energy Eng., Grad. Sch. of Eng., Tohoku Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[1L06] Recovery of palladium by radioresistant microorganisms

Norizo Saito[1], Ryutaro Fujimori[1], Yutaro Kinoshita[1], Masakazu Furuta[1], Toshiyuki Nomura[1], *Yasuhiro Konishi[1] (1. Osaka Prefecture University)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発
(1) 実用化に向けた課題と開発計画

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(1) Selection of the Realization Method and R&D Plan

*鈴木晶大[1]，水迫文樹[1]，稲垣八穂広[2]，有馬立身[2]，深澤哲生[3]，星野国義[3]，室屋裕佐[4]，松村達郎[5]
[1]NFD，[2]九大，[3]日立 GE，[4]阪大，[5]原子力機構

マイナーアクチニド(MA)分離変換技術の有効性向上のため、技術確立までの期間、再処理高レベル廃液を安定かつ再生可能な形態として顆粒体で貯蔵し、将来確立した MA 分離変換技術をガラス固化直前に適用する柔軟な廃棄物管理法に関する実用化開発について、実用化に向けた課題と開発計画を提案した。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、分離変換、高レベル廃液、顆粒体、貯蔵

1. 柔軟な廃棄物管理法と実用化に向けた課題

今後開発されるMA分離変換技術を最大限に活用し一層の環境負荷低減を実現するため、使用済燃料の再処理で発生する高レベル廃液をすぐにガラス固化するかわりに仮焼して顆粒体を製造し、金属製キャニスタに充填して冷却貯蔵し、MA分離変換前に再廃液化を行うという柔軟な廃棄物管理法を提案し、その技術的成立性を明らかにしてきた。[1]

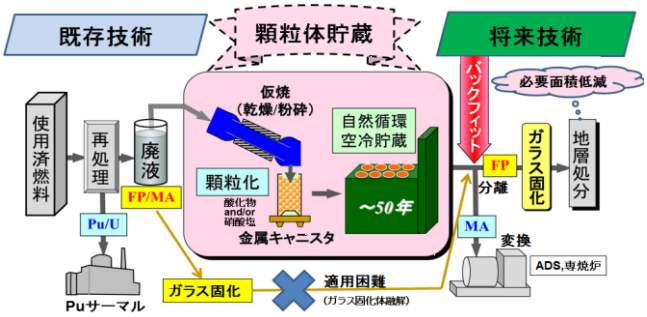


図１　柔軟な廃棄物管理法[1]

本手法の早期実用化を考えた場合、模擬廃液をるつぼ内で仮焼しただけでは元素の偏在があるため、顆粒体の融点を一定に保つためには、仏国AVMガラス固化法において実機に採用され成立可能性の高いロータリーキルン法をベースとして顆粒化法の開発を進め、密度や熱伝導率等の物性を確認する必要がある。冷却貯蔵施設はガラス固化体との共用として設計するが、顆粒体自体の放射線分解及びキャニスタ材と顆粒体の長期化学腐食について確認する必要がある。顆粒体の再廃液化においては、MA回収率を評価する事が重要で、開発の進められている分離技術との整合性を確認する必要がある。一方、本手法の有効性については、東日本大震災等による使用済燃料の予測発生量変化の影響を評価すると共に、FBR・ADSサイクルにおける本手法の有効性について評価する必要がある。

2. 柔軟な廃棄物管理法と実用化開発計画

実用化開発では、ロータリーキルン法顆粒化試験及び加圧/加熱高密度化試験等により実用的な顆粒体製造技術開発を行うと共に、製造した模擬廃棄物顆粒体の基礎特性試験結果を基に、顆粒体貯蔵設備設計、長期貯蔵の材料化学的安定性や収納キャニスタの健全性評価、廃液再生確認試験等により柔軟な廃棄物管理法の実用化に向けた技術開発を行う。また、廃棄物処理処分条件等が変化した場合の潜在的有害度や処分場面積の低減効果を評価して柔軟な廃棄物管理法の有効性を確認すると共に、MA 含有燃料の発熱量減少により燃料製造の信頼性・経済性向上に寄与する可能性について評価する。これらの実用化開発では、実廃液を用いた実証試験に早期に進める見込みを得る事を目標とする。

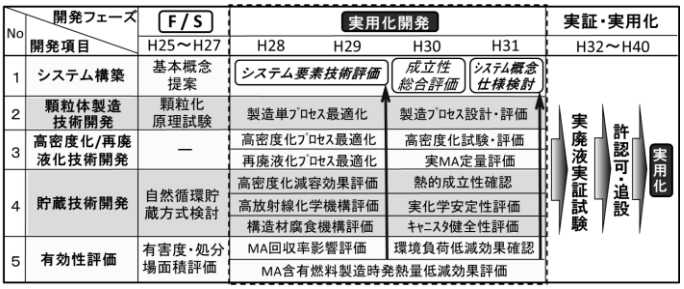


図２　柔軟な廃棄物管理法の実用化ロードマップ

参考文献

[1]稲垣, 有馬, 深澤ら、日本原子力学会 2015 年秋の大会(静岡大)、E08, E09, E10

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 28 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果を含みます。

*Akihiro Suzuki[1], Fumiki Mizusako[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Tetsuo Fukasawa[3], Kuniyoshi Hoshino[3], Yusa Muroya[4], Tatsuro Matsumura[5]　([1] NFD, [2] Kyushu-Univ., [3]Hitachi-GE, [4]Osaka-Univ., [5]JAEA)

イオン液体を用いた高レベル放射性廃液の分離プロセスの開発
(5) 機能性イオン液体[C_4mim][NfO]を用いた硝酸溶液からの白金族元素の抽出特性

Development of Separation Process of High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids

(5) Extraction behavior of PGMs from Nitric Acid Solution using 1-butyl-3-methyl-imidazolium Nonafluorobutanesulfonate

*高橋正幸[1,2]，伊藤 辰也[1]，金 聖潤[1]

[1]東北大院・工，[2]日本原燃㈱

高レベル放射性廃棄物中に含まれる白金族元素を選択的に分離・回収するため、機能性イオン液体である[C_4mim][NfO]（1-butyl-3-methyl-imidazolium Nonafluorobutanesulfonate）の抽出特性を明らかにするとともに、核種分離プロセスへの適用について検討を行った。

キーワード：高レベル放射性廃液、イオン液体、溶媒抽出、白金族元素

1. 緒言　資源の有効利用及び高レベル放射性廃棄物処分の負荷軽減の観点から、高レベル放射性廃液（HLLW）からの有用元素の効率的な分離・回収技術の開発が望まれている。そこで、有機溶媒などの分子性溶媒とは異なる特異な特徴を有するイオン液体を用いた溶媒抽出法に着目し、抽出効率および分離係数の高い分離プロセスを開発するため、抽出剤を含有するイオン液体抽出系を用いた HLLW からの Cs(I), Sr(II)分離を検討し、効果的かつ選択的な分離が可能であることを報告してきた[1,2,3]。本研究では、有用な希少元素であり、資源としての有効利用が期待されている白金族元素を選択的に分離･回収するための分離プロセスを検討するため､イオン液体抽出系における Ru(III), Rh(III), Pd(II)の抽出特性について検討した。

2. 実験　[C_4mim]Br と K[NfO]から合成したイオン液体[C_4mim][NfO]と､5 mM (M = mol L^{-1})の Ru(III), Rh(III), Pd(II)を含む硝酸水溶液を同体積ずつ用いて、バッチ法抽出試験により抽出時間依存性、硝酸濃度依存性、温度依存性等の抽出特性を評価した。抽出前後の水溶液中金属濃度の測定には ICP-AES を用いた。

3. 結果　抽出前後の金属イオン濃度から抽出率(E_{Metal})を算出し、[C_4mim][NfO]による白金族元素の抽出に対する初期硝酸濃度の依存性を求めた結果を図 1 に示す。本試験の条件下では初期硝酸濃度の増加と共に E_{metal} が減少し、硝酸濃度 2 M 付近を境に E_{metal} の増加が確認された。このことから、[C_4mim][NfO]を用いて HLLW 中から白金族元素を効率的に抽出分離するためには、硝酸濃度を調整する前処理操作が必要と考えられる。以上の結果に加え、発表では抽出時間依存性や温度依存性、模擬廃液を用いた初期硝酸濃度に対する Ru(III), Rh(III), Pd(II)の選択性などの抽出特性、分離プロセスへの適用の検討について報告する。

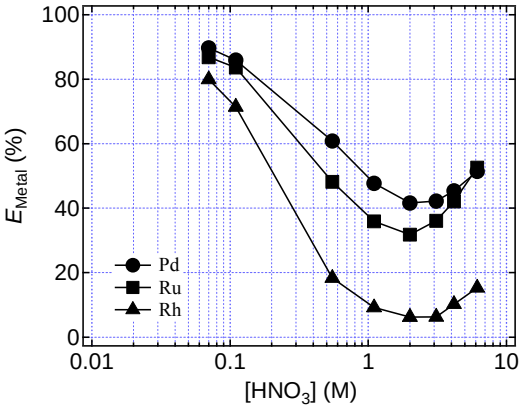


図 1.　初期硝酸濃度と Ru(III), Rh(III), Pd(II)抽出率の関係
（[Metal]: 5 mM, Time: 60 min, Temp.: 50℃）

参考文献

[1] T. Takahashi, T. Ito and S.-Y. Kim, ANUP2016, Sendai, Oct. 25, P-21 (2016).

[2] 高橋正幸、他、日本原子力学会 2015 年秋の大会、E11 (2015).

[3] 高橋正幸、他、日本原子力学会 2016 年春の年会、2I01 (2016).

*Tadayuki Takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1] and Seong-Yun Kim[1]

[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited

イオン交換を用いた高レベル放射性廃棄物からの Se, Zr, Pd, Cs の分離回収

Separation and Recovery of Se, Zr, Pd, Cs from High-Level Radioactive Waste by using Ion Exchange Method

*鈴木 達也[1]，池津聡子[1]，立花優[1]，野上雅伸[2]
[1]長岡技術科学大学，[2]近畿大学

高レベル放射性廃液から Se, Zr, Pd, Cs を分離する方法として、イオン交換法を用いた手法を提案している。今回は分離の基本的な概念を説明すると共に、4 元素系および模擬廃液を用いた今までの結果を報告する。
キーワード：高レベル放射性廃棄物，核種分離，イオン交換，ピリジン樹脂，クラウンエーテル

1. 緒言

ImPACT「核変換による高放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」では高レベル放射性廃液から Se, Zr, Pd, Cs を分離し、核変換することにより、環境負荷低減を図ると共に資源化を目指している。我々は、Se, Zr, Pd, Cs の 4 元素を分離する方法として、分離技術として工学的な確立している方法であるイオン交換法を組み合わせ、合理的かつ経済的な分離回収を目指している。そのために分離に関する最適条件を探索する必要がある。本発表では分離の基本的な概念を説明すると共に、4 元素系および模擬廃液を用いた結果を報告すると共に、得られた結果を踏まえた、分離スキームを提案する。

2. 基本概念

我々は陽イオン交換法、陰イオン交換法、およびサイズ効果をもつ大環状ポリエーテルを用いた手法の組み合わせを考えている。分離法としては、まず、陽イオン交換を用いて前述の 4 元素を高レベル放射性廃棄物から大まかにグループ分離すると共にその後の分離に適した液性に転換し、続いてそれぞれの元素をピリジン型陰イオン交換樹脂あるいは大環状ポリエーテル樹脂を用いて分離・精製をするものである。

3. 実験

4 元素を用いた試験により、陽イオン交換樹脂の分離条件設定を行った。その試料は 2M 硝酸に $ZrO(NO_3)_2$、$Pd(NO_3)_2$ 、$CsNO_3$ を 1g/L、Na_2SeO_4 を 0.1g/L 溶解させたものである。次にこの結果を反映させて模擬高レベル廃液で、含有するほかの元素の分配も調査した。陽イオン交換樹脂を充填したカラムは φ 5mm×h20cm である。陰イオン交換による分離試験では陽イオン交換で分離した試料を用いた。陰イオン交換樹脂はムロマック M カラムに、樹脂高 5cm 程度充填し、分離・精製試験を行った。

4. 結果とまとめ

4 元素系で実施した分離結果を図に示す。Se, Cs は 100%回収されており、Zr は 40%で残りはシュウ酸でほぼ全量回収できる。Pd は 40%が流出し、残りが樹脂に吸着する。模擬溶液では Pd は更に複雑な振る舞いをするが陰イオン交換により回収できることを確認した。これらの結果を踏まえ、イオン交換の組み合わせによる最適化を提案した。

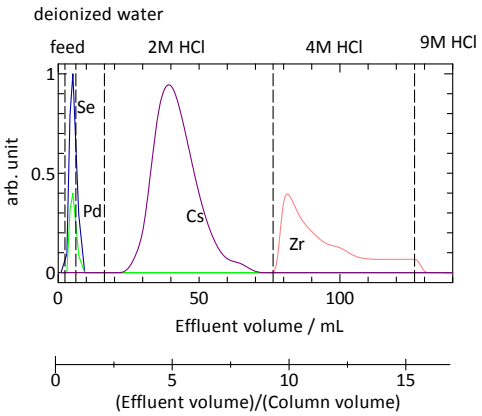


図 陽イオン交換を用いた分離(4 元素系)

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

---

*Tatsuya Suzuki[1], Satoko Ikezu[1], Yu Tacahibana[1] and Masanobu Nogami[2]
[1]Nagaoka Univ. of Technology, [2]Kindai Univ.

高レベル廃液の溶媒抽出法の向上を目指した界面の分光研究

A Spectroscopic study on interface toward improvement of solvent extraction method for high-level liquid waste

*日下 良二，渡邉 雅之
日本原子力研究開発機構

高レベル廃液の処理法として溶媒抽出技術の向上を目指すために、水相と有機相の界面で起こる溶媒抽出機構の解明を試みている。今回、ヘテロダイン検出振動和周波発生分光法を用いることで、抽出される金属が、約 1 nm の極薄界面において、バルク相中とは異なった構造の錯体を形成して、存在していることを示す結果を得た。

キーワード：分離変換，溶媒抽出、界面、和周波発生分光

1. 緒言 水相と有機相の境界領域である液液界面は、溶媒抽出において重要な働きを担っていることが知られている。しかしながら、実験的な困難さが原因で、界面で起こる溶媒抽出機構の詳細は未知のままである。従って、界面で起こる溶媒抽出機構を解明することができれば、その新しい知見に基づいて、高レベル廃液の処理法としての溶媒抽出技術の向上に資することができるのではないかと考え、本研究を進めている。講演では、ヘテロダイン検出振動和周波発生分光法という、約 1nm の極薄界面における分子の構造情報を得ることができる非線形分光法を紹介し、この方法を用いることによって、抽出される金属が界面でどの様な状態で存在しているかを明らかにする研究について発表する。

2. 方法 酸性リン酸(HA)は高効率でランタノイド(Ln)を水相から有機相へ抽出する。以下の反応に従って生成した $Ln(HA_2)_3$ 錯体が有機相に移行すると考えられている。

$$Ln^{3+} + 3(HA)_2 \quad \leftrightarrow \quad Ln(HA_2)_3 + 3H^+$$

本研究では、この様な Ln と HA の錯体が空気/水界面で存在するかどうか、存在する場合、どの様な状態で存在しているかを明らかにする。有機相と違って、空気中へは錯体は移行しないため、金属錯体が界面活性であれば、比較的簡単に空気/水界面で金属錯体を捉えられると考え、今回は空気/水界面を選んだ。

試料は、一般的に工業的にも用いられているジ-2-エチルヘキシルリン酸（HDEHP）と硝酸ユウロピウム $Eu(NO_3)_3$ を溶かした水溶液を用いた。この試料水溶液の表面に、可視光(800 nm)と赤外光(~3200 cm^{-1})の超短レーザーパルスを集光し、和周波光(ω_{SFG})を発生させた。時間的に遅延した別個に発生させた和周波光(ω_{LO})と ω_{SFG} を同軸で分光器へ導入し、CCD で検出した。同様の測定を z-cut 水晶に対して行うことで、界面の振動スペクトルに対応する $Im\chi^{(2)}$ スペクトルを得た（$Im\chi^{(2)}$は、二次の非線形感受率の虚部）。

3. 結果 水分子の OH 伸縮振動領域の $Im\chi^{(2)}$ スペクトルを観測することで、界面に存在する水分子の配向や水素結合の強さについての情報を得た。その結果、HDEHP のみを溶かした水溶液の空気/水界面（表面）と、HDEHP 及び Eu を溶かした水溶液の表面では、水分子の配向が大きく異なっていることが分かった。これは、HDEHP と Eu の錯体が界面に存在していることを示唆する結果である。さらにその錯体はバルク相中とは異なった構造で存在していることを示す実験結果を得た。講演ではこの結果を踏まえて、界面まで含めた溶媒抽出機構について言及する。

---

*Ryoji Kusaka and Masayuki Watanabe
Japan Atomic Energy Agency

高レベル放射性廃液中からのルテニウムの選択的分離・回収及びその利用
(2) 硫黄含有アミド酸型抽出剤担持吸着材の吸着特性

Selective Separation and Recovery of Ruthenium from High-level Liquid Waste and its effective utilization
(2) Adsorption behavior of Sulfur-containing Amide Acid-type Extractant-impregnated Adsorbent

*伊藤 辰也[1], 金 聖潤[1], 長野 宣道[1], 人見 啓太郎[1]
[1]東北大学

高レベル放射性廃液中に含まれる Ru を分離・回収するために、新たに合成した硫黄含有アミド酸型抽出剤を含浸したシリカ担持型吸着材を調製し、その吸着特性を検討した。

キーワード：高レベル放射性廃液、白金族元素、ルテニウム、多孔性シリカ担持型吸着材、吸着

1. 緒言　高レベル放射性廃液（HLLW）に含まれている Ru は有用元素の有効利用という観点、またガラス固化の操作性を低下させることから Pd 及び Rh とともに分離・回収技術の開発が期待されている。そこで我々は、白金族元素に親和性の高い硫黄含有ジアミド型抽出剤を担持した吸着材(MOTDGA-TOA)/SiO_2-P、(Crea-TOA)/SiO_2-P 及び(THDTODA-TOA)/SiO_2-P の吸着・分離特性を明らかにし、白金族元素に対して吸着性を示し、特に Pd の分離に有効であることを報告してきた[1-3]。本研究では、HLLW から Ru を選択的に分離・回収し、有効利用するためのスキームを構築するため、新たに硫黄含有ジアミド酸型抽出剤を担持した吸着材を調製し、その吸着特性について検討した。

2. 実験　硫黄含有アミド酸型抽出剤として *N*,*N*-di-*n*-octyl-thiodiglycolamic acid (DOTDGAA)を合成し、改質剤である 1-dodecanol (Dodec)または Tri-*n*-octylamine (TOA)と共に多孔性シリカ/ポリマー複合担体(SiO_2-P)に含浸担持させ、吸着材(DOTDGAA+Dodec)/SiO_2-P 及び(DOTDGAA-TOA)/SiO_2-P を調製した。吸着材は各金属イオン濃度を 5 mM (M = mol/L)に調整した硝酸系模擬廃液を用いたバッチ吸着試験によって硝酸濃度依存性、接触時間依存性等の吸着挙動を評価した。金属イオン濃度の測定には ICP-AES を用いた。

3. 結果　(DOTDGAA-Dodec)/SiO_2-P を用いた吸着試験における吸着前後の金属イオン濃度から分配係数 K_d を計算し、初期硝酸濃度に対する依存性を求めた結果を図 1 に示す。既報の硫黄含有ジアミド担持型吸着材と同様に Pd に対して高い吸着性を示した[1-3]。硝酸濃度 1 M 以上の範囲においては、Ru の K_d は硝酸濃度の上昇と共に増加しており、硝酸濃度が高いほど Ru の吸着に有利であると考えられる。一方、HLLW の硝酸濃度範囲である 2 ~ 3 M の範囲では、希土類元素との分離は容易であるものの、Pd, Zr, Mo 及び Re（Tc の代替）との分離には溶離条件や前段処理等の考慮が必要であると考えられる。以上に加え、接触時間依存性、温度依存性等の吸着挙動について報告する。

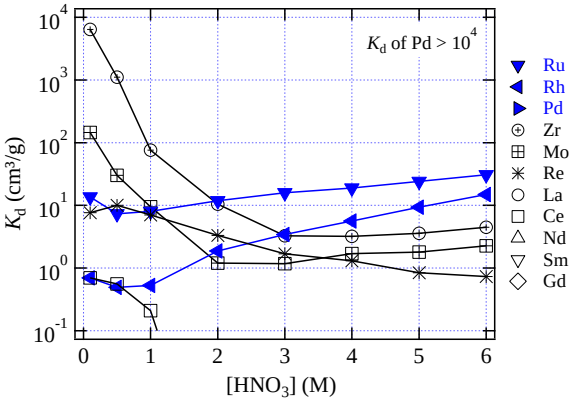


図 1. (DOTDGAA-Dodec)/SiO_2-P への金属イオン吸着に対する硝酸濃度の影響
（[HNO_3]: 0.1 ~ 6 M, [Metal]: 5mM, Phase ratio: 20 cm^3/g, Time: 8 h, Temp.: 25 ˚C）

参考文献

[1] 伊藤辰也、他、日本原子力学会 2014 年春の年会、H01 (2014).
[2] 伊藤辰也、他、日本原子力学会 2016 年春の年会、2I02 (2016).
[3] Tatsuya Ito, et al., ANUP2016, Sendai, Oct. 25, P-25 (2016).

*Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1], Nobumichi Nagano[1], Keitaro Hitomi[1]
[1]Tohoku Univ.

放射線抵抗性微生物によるパラジウムの分離・回収

Separation and Recovery of Soluble Palladium by Radioresistant Microorganisms

斎藤　範三[1]、藤森　龍太郎[1]、木下　雄太郎[1]、野村　俊之[1]、古田　雅一[1]、*小西　康裕[1]
[1]大阪府立大学

放射性廃液中に含まれる白金族元素（パラジウム）をバイオ分離・回収することを目指して、放射性耐性微生物（金属イオン還元細菌）による Pd(II)イオンの分離特性について検討した。

キーワード：高レベル放射性廃液、パラジウム、放射性耐性微生物、*Shewanella* 属細菌、分離

1. 緒言　著者は、水環境の底泥に存在する *Shewanella* 属細菌が、中性溶液中の白金族金属イオン（Pd(II), Pt(IV), Rh(III)）を還元して金属ナノ粒子を細胞表層に産出する現象とともに、酸性溶液中の白金族金属イオンを微生物細胞に吸着分離する現象を見出し、これら微生物機能に基づく有用金属の分離・回収に関する研究を進めてきた[1], [2]。そこで本研究では、高レベル放射性廃液に含まれる長寿命核分裂生成物である Pd に着目し、Pd(II)イオンのバイオ分離剤となる *Shewanella* 属細菌の放射線耐性について検討した。

2. 実験試料および実験方法　バイオ分離剤 *Shewanella algae*（ATCC 51181 株）を TSB 液体培地で好気培養した後、*S. algae* 細胞を緩衝液（pH 7 または pH 2）で洗浄し、細菌懸濁液を調製した。*S. algae* 懸濁液に対して ^{60}Co ガンマ線を線量範囲 20 Gy～3000 Gy で照射した後、この細菌細胞を $PdCl_2$ 水溶液に接種することにより、Pd(II)イオンのバイオ還元能を評価した。なお、液相 Pd(II)濃度 1.0 mol/m^3、細胞濃度 5.0×10^{15} cells/m^3 、溶液 pH 7 または pH 2、温度 25^{o}C である。液相 Pd 濃度の測定には ICP 発光分光分析器を使用し、菌体濃度はヘマトメーター法で測定した。

3. 実験結果および考察　1000～3000 Gy の ^{60}Co ガンマ線を照射した *S. algae*（休止細胞）を用いて、液相 Pd(Ⅱ)イオンの分離・回収実験を行った結果を図 1 に示す。酸性溶液（pH 2）の場合には、*S. algae* 細胞による Pd(Ⅱ)イオンの吸着によって、液相 Pd(Ⅱ)濃度が初期値 1.0 mol/m^3 (106 g/m^3)から急速に減少し、120 min 後の液相 Pd(II)濃度は 0.22 mol/m^3 に低下した（Pd 回収率 79 %）。一方、中性溶液（pH 7）の場合には、*S. algae* 細胞および電子供与体（ギ酸塩）を添加することにより、Pd(Ⅱ)イオンが液相から細菌細胞に急速に分離され、120 min 後には液相 Pd(Ⅱ)濃度が 0.17 mol/m^3 まで減少した（Pd 回収率 84 %）。中性溶液では、細菌懸濁液が黒褐色（金属 Pd ナノ粒子の表面プラズモン吸収）に変わることが肉眼で観察でき、Pd(Ⅱ)イオンが金属 Pd ナノ粒子に還元されたことが容易に確認できた。上記の放射線を浴びた *S. algae* 細胞の Pd(II)イオン分離・回収能力が非放射線環境下の *S. algae* 細胞と同程度になったことから、*S. algae* は放射線抵抗性微生物であることが明らかになった。

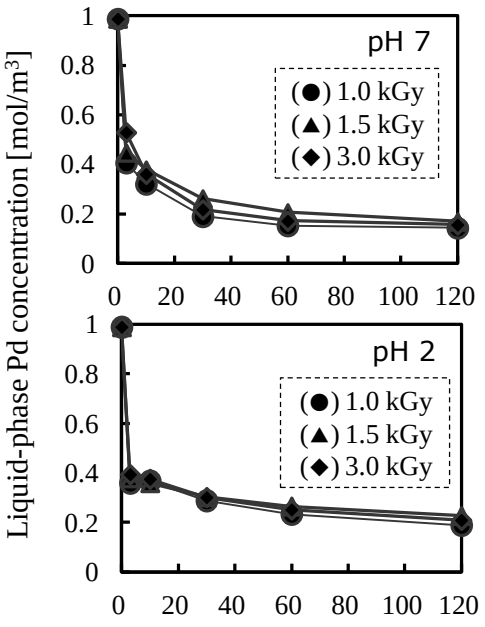


図 1 *S. algae* 細胞の Pd(Ⅱ)イオン分離・回収能力に及ぼす ^{60}Co ガンマ線照射の影響

参考文献

[1] Y. Konishi *et al*., J. Biotechnol., 128, 648-653 (2007)

[2] 玉置ら, 化学工学論文集, 36, 288-292 (2010)

Norizo Saito[1], Ryutaro Fujimori, Yutaro Kinoshita, Toshiyuki Nomura, Masakazu Furuta and *Yasuhiro Konishi[1]
[1]Osaka Prefecture Univ.

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

[1L07-12] Predisposal management of Fukushima Accident waste

Chair: Tatsuya Suzuki (Nagaoka Univ. of Tech.)

Mon. Mar 27, 2017 4:20 PM - 5:55 PM Room L (16-503 Building No.16)

[1L07] Examination of the Decontamination Method for Contaminated Concrete Rubble

*Akira Hasegawa[1], Kohei Shibata[1], Shunta Sakuragi[1] (1. ATOX CO., LTD.)

4:20 PM - 4:35 PM

[1L08] Development of the treatment technology using a molten salt for contaminated concrete.

*Yu YAMASHITA[1], Shohei KANAMURA[1], Masaru YUHARA[1] (1. Toshiba Corporation, Power and Industrial Systems Research and Development Center, Nuclear Chemical and Cycle Technology R&D Dept.)

4:35 PM - 4:50 PM

[1L09] Influence of ultrasonic irradiation on Cs retainment ability of the biotite

*Makoto Arisaka[1] (1. JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM

[1L10] Irradiation experiments of simulated carbonate slurry in HIC

*Takafumi Motooka[1], Yamagishi Isao[1] (1. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM

[1L11] Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP

*Koji Yamakado[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Nobuaki Sato[2], Akira Kirishima[2], Daisuke Akiyama[2] (1. Kyushu Univ., 2. Tohoku Univ.)

5:20 PM - 5:35 PM

[1L12] Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluent at Fukushima Dai-ichi NPP

*Daisuke Akiyama[1], Atsushi Tsuchiya[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2] (1. Tohoku Univ., 2. Kyushu Univ.)

5:35 PM - 5:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

汚染コンクリートガレキの除染方法の検討

Examination of the decontamination method for contaminated concrete rubble

*長谷川 暁[1]，柴田 浩平[1]，櫻木 俊太[1]
[1]㈱アトックス

福島第一原子力発電所で発生した汚染コンクリートガレキの除染方法として、ブラストを用いた表層除去技術を検討した。本検討では、不定形状材の錆・塗装落とし等に使用される攪拌式ブラスト工法を選定して模擬ガレキに対する処理試験を行い、適用性を確認した。

キーワード：汚染コンクリートガレキ，除染，ブラスト，不定形状材

1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生した汚染コンクリートガレキは、表面汚染を除去することで、より低線量の区分への移行が期待でき、高線量廃棄物の低減に繋がると考えられる。コンクリート材に適用する除染方法は、建造物等の床面や壁面を対象とした検討は進められているが、遠隔装置で回収された飛散ガレキに代表される不定形状のコンクリート（以下、ガレキ）に対しては開発途上である。本検討では、攪拌式ブラスト工法を選定し、ガレキの表層除去性能を確認するとともに、研削材へのセメントや砂の混入による再汚染及び部品消耗に伴う二次廃棄物増大への対策として、研削材の洗浄機能の向上について検討した。

2. 研削試験・分別試験

ガレキ全表面に対する表層除去性能及びバッチ処理の可否の確認を目的に、試験装置を用いた研削試験を行った。模擬ガレキには、普通無筋コンクリートを 200mm 角以下に破砕し塗装したものと、研削深さの定量データ採取のため立方体及び直方体のサンプルブロック（以下、サンプル）を使用した。また、研削材の洗浄機能向上の検討に向けて研削材分別試験を行った。本体に備えられた分別機構での洗浄効果を確認するとともに、砂と研削材の分別方法として実績のある磁力選別機構について性能試験を実施した。

3. 結果・考察

1 バッチにつき 100kg の模擬ガレキを処理できた。サンプル表面の研削深さが約 1mm に達するまでに全面の塗装が剥離できており、研削材がほぼ均一に投射されていることを確認した。ガレキの形状や骨材の影響による研削深さのバラつきには著しい偏りがなく、バラつきの範囲を考慮して投射時間等を設定することで、目標とする深さまで表層除去が可能と判断できる。サンプルの研削深さの分布例を**図 1** に示す。

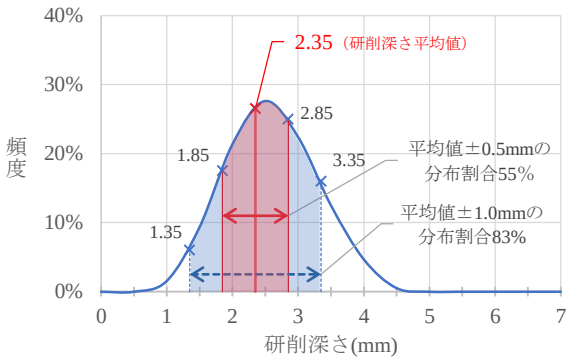


図 1　立方体サンプルの研削深さの分布例

分別試験では、本体に備えられた分別機構のパラメータ調整により、投射時の研削材に含まれるセメントや砂の量を 1/2～1/3 に低減できることを確認した。また、磁力選別機構については、既存の分別機構との併用で更なる洗浄効果が期待できる分別結果を得た。

以上より、本工法は、投射条件を変更することで任意の深さでガレキの表層を除去でき、本試験の結果をもとに分別機構を改良することで、再汚染や二次廃棄物増大のリスクを低減できることが分かった。

---

*Akira Hasegawa[1], Kohei Shibata[1] and Shunta Sakuragi[1]
[1]ATOX CO., LTD.

溶融塩を用いた汚染コンクリートの処理技術の開発

Development of the treatment technology using a molten salt for contaminated concrete

*山下 雄生[1]，金村 祥平[1]，湯原 勝[1]
[1]株式会社　東芝

福島第一原子力発電所では多量の汚染鉄筋コンクリート廃棄物が発生するため、除染や減容処理が求められている。汚染コンクリート廃棄物の除染、減容処理として溶融塩を用いた手法に着目し、溶融塩処理の特長や実廃棄物への適用性について検討した。

キーワード：汚染コンクリート，溶融塩，除染，減容

1. 緒言

放射性物質で汚染された多量のコンクリート廃棄物の発生が見込まれている。これら廃棄物は放射性廃棄物として処分されるが、処分場容積縮小の観点から、これら廃棄物の除染・減容処理が望まれる。コンクリート廃棄物はセメント、骨材、鉄骨からなり、セメント成分を溶解して骨材等を分離、除染、再利用することで放射性廃棄物を減少できる可能性がある。溶融塩を用いた処理技術に着目し、コンクリートの成分であるセメントおよび骨材の溶融塩への溶解挙動を調査、適用性について検討した。

2. セメントおよび骨材の溶解挙動の調査

2.1 試験方法

低融点化の観点から Li_2CO_3:Na_2CO_3:K_2CO_3＝59:23:18 wt%を塩として選定した。普通ポルトランドセメント（OPC）と、骨材（ケイ砂）をそれぞれ塩と混合し、大気雰囲気下の電気炉で加熱、Ca および Si の塩への溶解挙動を調査した。ケイ砂では塩／ケイ砂重量比を 10 として 500～750℃で 1 時間処理した際の Si 溶解率を、OPC では処理温度を 500～700℃、塩／OPC 重量比をパラメータとし、処理時間ごとの Ca 溶解率をそれぞれ算定した。

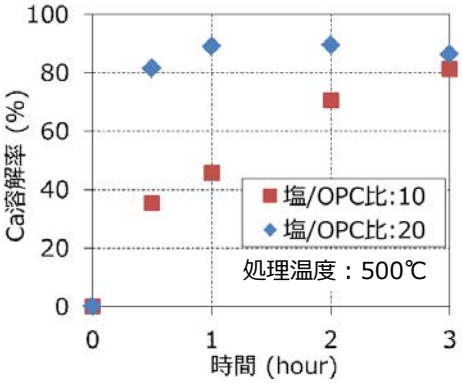


図 1　Ca 溶解率の時間依存性

2.2 試験結果

ケイ砂は 700℃まで Si の溶解は確認されず、温度制御によりセメントを選択的に溶解できることがわかった。OPC 中の Ca は処理時間と共に溶解し、塩/OPC 比を増加させることでより短時間で高い Ca 溶解率が得られた（図 1）。また、塩への Ca 溶解可能量は図 2 のように温度と共に変化した。700℃における Ca 溶解可能量から溶融塩 $1m^3$ で処理可能な廃棄物量を評価したところ、$1.4m^3$ のコンクリートが処理可能と算定された。

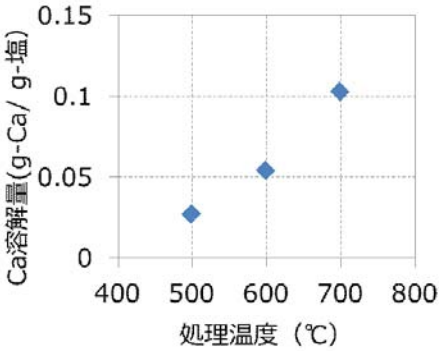


図 2　単位溶融塩あたりの Ca 溶解量

3. 結論

溶融炭酸塩処理によりコンクリート廃棄物を減容できる可能性を確認した。今後、放射性核種の化学的挙動の調査、溶融塩からの Ca 回収手法開発等、実用化に向けた検討を継続する。

*Yu Yamashita[1], Shohei Kanamura[1] and Masaru Yuhara[1]
[1]Toshiba Corporation

黒雲母のセシウム保持能に対する超音波照射の影響

Influence of Ultrasonic Irradiation on Cesium Retainment Ability of Biotite

*有阪　真[1]

[1]原子力機構

福島第一原子力発電所事故で発生する廃棄物管理の一助として、超音波照射によるセシウム除染方法を検討した。塩化セシウム水溶液と黒雲母粘土鉱物の混合物に200、430及び950 kHzの超音波を照射したところ、未照射の場合に比べ、430 kHzの超音波を照射した場合にのみ溶液中セシウム濃度が増加した。

キーワード：セシウム保持能、黒雲母、超音波

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故により環境中に放出されたセシウムは、土壌中では黒雲母粘土鉱物に保持されていることが報告されている[1]。土壌を含む廃棄物管理の一助とするため、セシウム除染方法への超音波の適用を検討した。本発表では、塩化セシウム水溶液と黒雲母粘土鉱物の混合物に数百 kHz の超音波を照射し、セシウムの溶出挙動を調べた結果を報告する。

2. 試験方法

天然黒雲母（インド産、ニチカ製）を粉砕し、水簸により捕集した 2 μm 以下の粒子を黒雲母粘土鉱物として用いた。0.1 g の黒雲母粘土鉱物と 10 ml の 1.0ppm 塩化セシウム水溶液とを 20 ml のガラスバイアル内で混合したものを試料とした。試料を 1 晩静置した後に株式会社カイジョー製の QUAVA（発振器本体） を 66Ti 型（200 kHz）、77S 型（430 kHz）及び 7857S 型（950 kHz）振動子と組み合わせることで、水槽内に発生させた 200、430 及び 950 kHz の超音波を間接的に試料に 2 時間照射した。照射後速やかに試料を限外ろ過し、溶液中のセシウム濃度を ICP-MS により測定した。比較試験は未照射で実施した。

3. 試験結果

表 1 に試験条件と結果をまとめた。未照射の場合、試料溶液中のセシウム濃度は混合時の 1.0ppm から 0.045ppm まで低下した。これは試料中のセシウム総量の約 95%が黒雲母粘土鉱物に吸着していることを示す。なお、この時のガラス容器表面への吸着はセシウム総量の 1%程度であった。200 及び 950 kHz の超音波を照射した場合の溶液中セシウム濃度は、未照射の場合と同じ値を示した。一方、430 kHz の超音波を照射した場合の溶液中セシウム濃度は、未照射の場合に比べて約 3 倍の値を示した。このことから、観察された濃度増加は周波数依存性を有することが推察される。発表では、溶液の pH 変化や黒雲母粘土鉱物を構成するカリウムやマグネシウムの溶出挙動を併せて報告する。

表 1　試験条件と試験後溶液中セシウム濃度（ppm）

照射周波数 / kHz	200	430	430	950	未照射
照射開始までの時間 / h	22	22	19	22	—
照射時間 / h	2	2	2	2	—
ろ過開始までの時間 / h	24	24	21	24	21
照射終了時溶液温度 / ℃	38	41	48	41	—
試験後溶液中セシウム濃度 / ppm	0.045	0.16	0.12	0.045	0.045

参考文献

[1] H.Mukai, S.Motai, T.Yaita, T.Kogure; Applied Clay Science 121-122 (2016) 188-193.

*Makoto Arisaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

HIC模擬炭酸塩スラリーの照射実験
(4) ガンマ線照射前後の模擬炭酸塩スラリーの性状について

Irradiation experiments of simulated carbonate slurry in HIC
(4) Property of simulated carbonate slurry before and after γ-ray irradiation

*本岡　隆文[1]、山岸　功[1]
[1]日本原子力研究開発機構

HIC 容器のたまり水発生事象に関する基礎実験を行っており、前報では、高線量率のガンマ線照射による模擬炭酸塩スラリーの水位上昇、気泡発生、上澄み生成を明らかにした。本報では、模擬炭酸塩スラリー濃度と線量率を変えた照射実験におけるスラリー性状の変化について報告する。
キーワード：HIC、炭酸塩、スラリー、照射、ガンマ線、性状、放射線分解

1. 緒　言　多核種除去設備（ALPS）から排出される放射性炭酸塩スラリーを収容した高性能容器（HIC）で確認されたまり水について、その発生原因に関わる基礎実験を行っている。前報では、模擬炭酸塩スラリー（以下、模擬スラリー）の懸濁物質(SS)濃度を 95g/L とし、Co-60 ガンマ線を外部から 8.5kGy/h で 48h 照射し、最大で約 10%の水位上昇及び上澄みの生成を確認した[1]。今回は、実機で推定される低い吸収線量率 20Gy/h で長期間照射するとともに、模擬スラリーの SS 濃度を設計値 150g/L まで高め、照射前後の模擬スラリーの性状（元素濃度、pH、嵩密度、粘度等）の測定結果を報告する。

2. 実　験　栗田工業（株）で調製された HIC 模擬スラリーがサンプルであり、水が大部分で固形主成分は Mg 塩と Ca 塩である（表 1）。SS 濃度は 95 と 148g/L、初期 pH は 12 前後、Cl^-濃度 5500ppm 前後である。サンプルを平底石英管(φ20, 40, 63mm)に高さ約 100mm に充填・静置後、高崎量子応用研究所のガンマ線照射施設で室温にて実験を実施した。線量率は PMMA 線量計で計測し、20, 200, 8.5kGy/h で最長 2500h 照射した。照射前後に嵩密度、pH、サンプルの限外ろ過液について元素（Na, Mg, Sr, Cl 等）濃度及び総炭酸濃度を測定した。一部サンプルについては、振動式粘度計による粘度測定も実施した。

表 1　照射実験前の模擬炭酸塩スラリー中の元素濃度（wt%）、嵩密度(g/ml)、粘性(mPa･s)

SS 濃度	Na	Mg	K	Ca	Sr	H_2O 等	嵩密度	粘性
95g/L	0.523	2.892	0.017	2.125	0.017	94.426	1.06	157
148g/L	0459	3.466	0.010	2.204	0.016	93.845	1.10	>900

3. 結果と考察　図 1 に SS 濃度 148g/L、φ20mm 石英管での水位上昇例を示す。8.5kGy/h と 200Gy/h では、前報で報告した水位上昇とその上限が観察された。ただし、積算線量が同じでも低線量率 200Gy/h の水位上昇は高線量率 8.5kGy/h よりも低い傾向が見られた。実機推定の 20Gy/h では、約 40kGy（2000h）まで水位上昇は観察されずサンプルの水分蒸発を考慮した評価が必要である。410kGy 照射サンプルの粘度は照射前 900 mPa･s 超から照射後 569 mPa･s に低下した。このサンプルのろ過液では、pH の低下(12→10)、総炭酸(5→18mM)と Mg(0.005→4mM)の濃度増加があった。大気の炭酸ガスが模擬スラリーに溶解することで pH は低下、pH 低下により $Mg(OH)_2$ から Mg が溶出したと考えられる。Sr 濃度に大きな変化はなかった。講演では SS98g/L の結果も含めて詳細に結果を報告する。

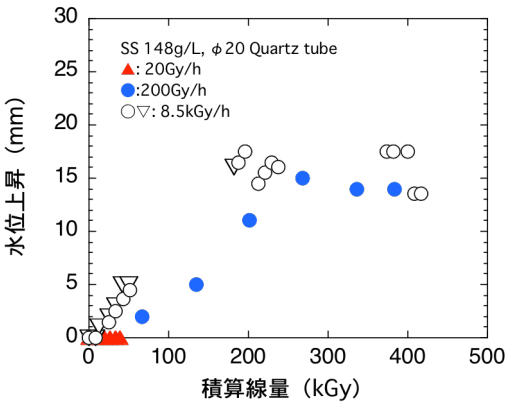


図 1　積算線量と水位上昇の関係
(SS 濃度 148g/L 室温・大気)

参考文献

[1] 本岡、永石、山岸、原子力学会 2016 春の年会 2I20 (2016)

* Takafumi Motooka [1]and Isao Yamagishi [1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

福島汚染水処理で発生する Cs ゼオライト廃棄物のガラス固化
(1) Li 添加によるガラス特性変化

Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP
(1) Effects of Li-Addition

*山門 鋼司[1]，稲垣 八穂広[1]，有馬 立身[1]，出光 一哉[1]，佐藤 修彰[2]，桐島 陽[2]，秋山 大輔[2]
[1]九州大学，[2]東北大学

福島第一原発の汚染水処理では放射性 Cs を吸着したゼオライト吸着剤廃棄物が大量に発生し、主要な廃棄物の 1 つとなっている。その合理的な処理方法の 1 つが溶融ガラス固化であり、本研究では Li 添加とガラス固化体の諸特性の相関を定量的に評価した。

キーワード：セシウム吸着ゼオライト廃棄物，溶融ガラス固化，ガラス固化体の特性，Li 添加の影響

1. 緒言

福島第一原発の汚染水処理で発生した Cs 吸着ゼオライト廃棄物の合理的な処理方法の 1 つとして、溶融ガラス固化が検討されている。溶融ガラス固化では、ガラス融剤の種類／添加量や溶融温度などの固化条件が、減容率、Cs 固定化率、化学的耐久性等の固化体の諸特性に影響を及ぼす。本研究では、融剤として $Na_2B_4O_7$ に Li_2CO_3 を加えて溶融ガラス固化試験を行い、固化体の溶融温度、減容率、Cs 固定化率、化学的耐久性等に及ぼす Li 添加の影響を評価した。

2. 実験

Cs を 1 wt%吸着させたゼオライト(合成チャバサイト)を作製し、ガラス融剤として $Na_2B_4O_7$(30wt%)に Li_2CO_3 を Li_2O 換算で 0～10 wt%加え、アルミナるつぼを用いて 1000～1150℃で 3h 溶融した。その後、600℃に予熱した黒鉛るつぼに流下し、アニールおよび徐冷によりガラス固化体を作製した。固化体の非晶質化と均質性を確認の後、アルキメデス法による密度測定から減容率を評価した。また、固化体中の Cs 含有量を XRF を用いて測定し、Cs 固定化率を評価した。一部の固化体（融剤 $Na_2B_4O_7$ 30wt%+Li_2CO_3 5wt%）については、マイクロチャネル流水試験法を用いた溶解試験によりガラス初期溶解速度（r_0）を測定した。

3. 結果

いずれのガラス固化条件においても固化体が非晶質となることを確認し、また、減容率（$\Delta V/V_0$）は約 60%となった。Li を添加しない場合は 1100℃以上で均質なガラスが得られたが、Li 添加により融点が下がり、Li 添加量 5 wt%では 1050℃、10 wt%では 1000℃で均質なガラスが得られた。このときの Cs 固定化率を溶融温度の関数として図 1 に示す。Li を添加した場合、Li 添加量 5 wt%では 1050℃まで、10 wt%では 1000℃まで、Cs 固定化率が約 100%となり、Cs はほとんど揮発しないことが分かった。次に、ガラス初期溶解速度（r_0）をガラスの主成分である Si の溶解速度から評価した。Li 添加量 5 wt%の固化体では、温度 90℃、pH 5.6 における r_0 が 0.32 [g m^{-2} d^{-1}]となり、Li を添加しない場合と同程度の値を示した。

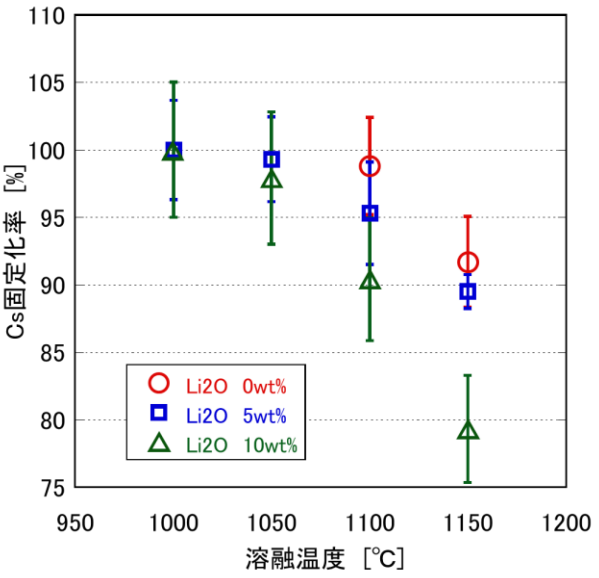


図 1. Cs 固定化率測定結果

*Koji Yamakado[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Nobuaki Sato[2], Akira Kirishima[2], Daisuke Akiyama[2]：[1]Kyushu University, [2]Tohoku University.

謝辞: 本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「高汚染吸着材廃棄物の処理処分技術の確立と高度化」の成果である。

福島汚染水処理で発生する Cs 吸着ゼオライト廃棄物のガラス固化
(2) TG–DTA 法によるガラスの基礎物性および Cs の揮発挙動の評価

Vitrification of Cs–Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluent at Fukushima Dai–ichi NPP

(2) Evaluation of glass properties and vaporization behavior of Cs by TG–DTA method

*秋山 大輔[1]、土屋 敦司[1]、佐藤 修彰[1]、桐島 陽[1]、稲垣 八穂広[2]、有馬 立身[2]

1.東北大学、2.九州大学

福島第一原発の汚染水処理で放射性 Cs を吸着したゼオライトが大量に生じており、それらを安定に処理することが課題となっている。処理方法の 1 つとして溶融ガラス固化法があり、本研究では TG-DTA を用いて溶融ガラス固化時の Cs の揮発挙動や、ガラス固化体の物性について評価を行った。

キーワード：セシウム吸着ゼオライト廃棄物、溶融ガラス固化、ガラス固化体

1. 緒言

2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災に伴う福島第一原子力発電所の事故により大量の汚染水が生じ、それらを処理するためにゼオライト吸着剤(チャバサイト)が使用されている。汚染水に含まれる放射性物質を吸着したゼオライトは吸着材廃棄物として今なお増え続けており、その保管のための安定な処理方法が検討されている。その処理方法の一つとして溶融ガラス固化法があるが、処理方法の決定のためには溶融ガラス固化時の放射性 Cs の揮発挙動や、溶融ガラス固化体の物性といった処理時における性能を把握しておく必要がある。そこで本研究では示差熱重量分析装置(TG-DTA)を用いてガラスの基礎物性及び Cs の揮発挙動について評価を行った。

2. 実験

チャバサイトを塩化セシウム溶液に浸漬させ、5wt%セシウムを吸着したチャバサイト(模擬吸着剤廃棄物)を作製した。ゼオライトの溶融ガラス固化を行うためにはガラス融剤としてホウ酸やアルカリ成分が必要となるため、上記で作製した模擬吸着剤廃棄物にホウ酸(H_3BO_3)、アルカリ成分(Na_2CO_3, Li_2CO_3)を添加、混合し TG-DTA 測定を行った。この際、溶融ガラス固化時の重量の変化から Cs の揮発挙動について評価を行った。また、模擬吸着剤廃棄物とガラス融剤をマッフル炉で 3 時間 1100°C で加熱を行うことで溶融ガラス固化体を作製し、TG-DTA 測定により溶融ガラス固化体のガラス転移点などの基礎物性について評価を行った。

3. 結論

模擬吸着剤廃棄物とガラス融剤を混合し、TG-DTA 測定を行った結果、200℃までに水分の揮発とみられる 15~20wt%程度の重量減少が見られ、また 1200℃以上において見られた重量減少について、溶融した Cs_2O の揮発に加え B_2O_3 の揮発が生じていると考えられる。本実験条件では 1200℃以下で重量減少は確認されなかったため、1200℃以下の条件では Cs が揮発することなく溶融ガラス固化できると考えられる。また、マッフル炉で加熱することで作製した溶融ガラス固化体の TG-DTA 測定の結果、アルカリ成分を添加しない場合ガラス転移点はおよそ 590°C となった。また、炭酸ナトリウムの添加量に対してガラス転移点の顕著な変化は確認されなかったが、炭酸リチウム添加量の増加に伴いガラス転移点は 520°C まで低下した。

---

*Daisuke Akiyama[1], Atsushi Tsutiya[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Yaohiro Inagaki[2] and Tatsumi Arima[2].

[1]Tohoku Univ., [2]Kyushu Univ.

謝辞: 本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「高汚染吸着材廃棄物の処理処分技術の確立と高度化」の成果である。

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

[1M01-04] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident

Chair: Chiaki Kino (IAE)

Mon. Mar 27, 2017 10:05 AM - 11:10 AM Room M (16-504 Building No.16)

[1M01] IC was no operation between earthquake and tunami in F1 No.1 Reactor

*kiyoshi yoneyama[1] (1. H.O.Yoneyama)

10:05 AM - 10:20 AM

[1M02] Final Report of Study Group on Tsunami Countermeasures for Fukushima Accident

*Ritsuo Yoshioka[1], Masaaki Fuchigami[2], Kenji Iino[3] (1. Japan Functional Safety Laboratory, 2. Komatsu Ltd., 3. SYDROSE LP)

10:20 AM - 10:35 AM

[1M03] Correction for pressure measurement data of Fukushima Daiichi NPP Unit 3 and hints for understanding on accident progression behavior based on the corrected data

*Ikken Sato[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:35 AM - 10:50 AM

[1M04] Investigation of the accident events which occurred in TEPCO Fukushima Daiichi NPS (second report)

*Yoshitaka Yoshida[1], Takeshi Matsuoka[1], Takashi Sawada[1], Genki Yagawa[1], Naoto Sekimura[1], Ayao Tsuge[1], Hideki Nariai[1], Masaki Shiratori[1], Hiroshi Miyano[1] (1. Working Group on Fukushima Nuclear Accident, SCJ)

10:50 AM - 11:05 AM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力学会・2017 春の年会・東海大学（予稿案）

福一１号機 IC は地震から津波まで運転停止
事故時運転操作手順書の考察

IC was no operation between earthquake and tsunami in F1 No.1 Reactor
Observation of operation manual at the accident

＊ 米山　潔（H.O.米山）

概要：福島第一原子力発電所の 2011 年 3 月 11 日事故時，地震から津波到着迄の約 45 分間「IC は断続的に４回運転された」が公式発表であるが、反応炉圧力・水位のアナログ記録や、事故時運転操作手順書を分析すると、IC 運転でなく、HPCI と SRV を運転したと考えるべきである。

キーワード：IC 非常用復水器、福一１号機、事故時運転操作手順書、HPCI、SRV

報告経過：筆者らは 2016 年春季大会にて「全電源喪失時における操作員による反応炉状況把握技術の提案（２）」(以下「提案」と略す）と題して、福一１号機 IC は地震から津波まで反応炉圧力記録を分析した結果、当初２台運転でその後３回の１台運転はありえない、ことを簡易計算で示した。パワーポイントで発表した図を図１に示す。黒線が簡易計算結果である。１台運転では圧力降下速度が遅くなるべきである。続いて筆者らは同大会で「提案（３）」として、同様の課題で反応器水位記録を分析した結果、IC 停止時における水位低下は大き過ぎるので、IC 運転はありえないことを簡易計算で示した。パワーポイントで発表した図を図２に示す。IC が自動起動し保有水約２ｔが流入して最大となった位置から赤線で簡易計算結果を記した。水位が計算より極端に下がるのはありえない。IC を止めた時、すなわち圧力が降下から上昇に転じる際の、水位の急速低下は SRV 運転停止時の突沸の終了を意味している。更に、筆者らは同大会で「提案（４）」にて、IC でなく SRV と HPCI の併用運転ならば、反応器圧力と水位の記録を定性的に全て説明できると発表した。

手順書の考察：福島第一原子力発電所の 2011 年 3 月 11 日事故時，地震から津波到着迄の約 45 分間「IC は断続的に４回運転された」が公式発表である。

一方、IC は操業開始以来一度も運転されていないこと。IC 作動訓練が一度も為されていないこと。訓練に使用したシミュレータは３号機用であり IC はない。代わりに HPCI を RCIC に摸したと想定される。以上から１号機の圧力上昇により IC が自動起動した後、運転員が IC を手動運転できたとは、考え難い。

そこで事故時運転操作手順書 [1]を調査検討した。運転員が操作時に最も頼るのが「操作フロー」である。そこに「HPCI」と「SRV」の文字はあるが、「IC」という文字がない。しかも、前後２ページの説明文をみても、SRV が６箇所、HPCI が４箇所に対して、「IC」は１箇所である。以上から１号機の圧力上昇による IC の自動起動後、運転員は速やかに IC を停止し、SRV と HPCI で冷却したと考えるべきである。

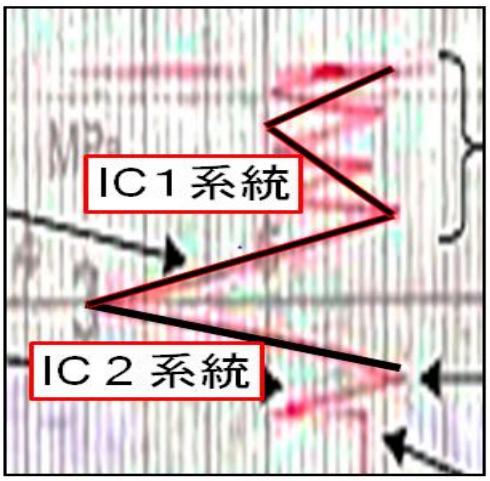


図１　反応炉圧力記録と計算結果

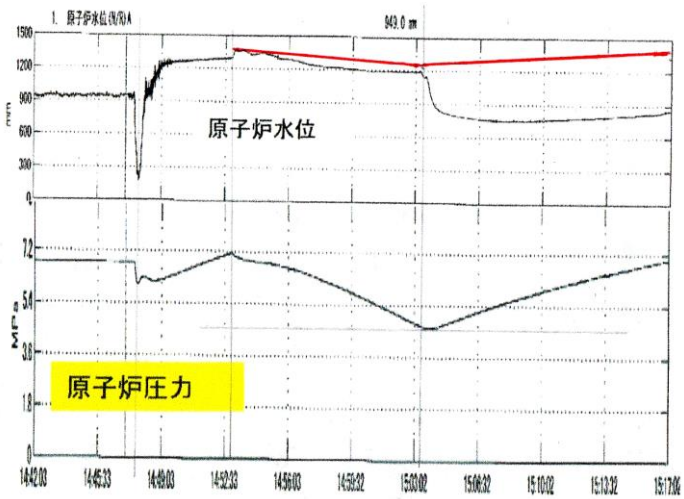


図２　反応炉水位記録と計算結果

謝辞：励ましを頂いた木下冨雄氏と、緊急時運転操作手順書を紹介頂いた渡邊一男氏に御礼を申し上げる。

資料：1) 1 **号機事故時運転操作手順書(事象ベース) 東京電力(株)**、2011 **年** 2 **月** 5 **日(改定** 108）

Kiyoshi Yoneyama,　H.O.Yoneyama　.

福島原発事故における津波対策研究会・最終報告書

Final Report of Study Group on Tsunami Countermeasures for Fukushima Accident

*吉岡 律夫[1], 飯野 謙次[2], 淵上 正朗[3]
[1]日本システム安全研究所, [2]SYDROSE LP, [3]小松製作所

抄録：福島原発事故に関し(1)福島原発において、巨大地震に伴う巨大津波を予測できたか？(2)もし巨大津波が事前に予測されていたら、事前にどのような対策をすれば事故を回避できたか？の 2 点を解明した最終報告書を概説する。
キーワード：福島原発事故、津波予測、事故回避対策、BWR

はじめに

失敗学では、実際に起きてしまった事故の経緯を追随する以外に、事故を防ぐ道があったのかを検討することも重要だとしている。今般、失敗学会と原子力学会との有志で「福島原発における津波対策研究会」を開催し、福島原発事故に関し(1)福島原発において、巨大地震に伴う巨大津波を予測できたか？(2)もし巨大津波が事前に予測されていたら、事前にどのような対策をすれば事故を回避できたか？の 2 点を解明した最終報告書[1]を纏めたので以下に概説する。

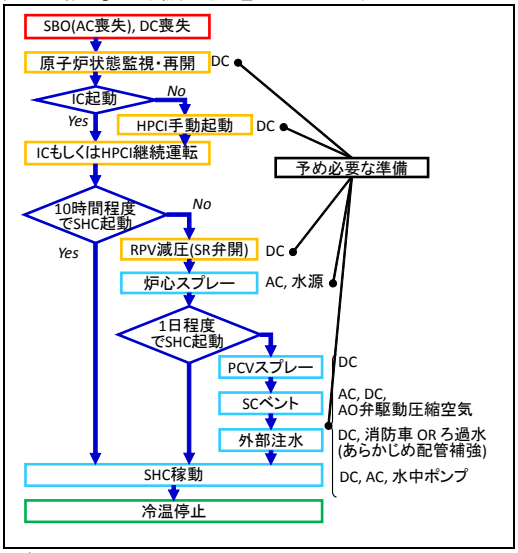
命題１（巨大津波を予測できたか？）

本命題に関して，時系列順に記載すると，
(1)1997～1998 年の七省庁による「地域防災計画における津波対策強化の手引き」に基づく東電の報告書.
(2)1999 年に国土庁等が示した福島第一原発の津波浸水予測図.
(3)2002 年の文科省地震調査研究推進本部の地震予測見解に基づいて，2008 年に東電が示した福島原発での津波予測結果.
(4)2009 年初めに東電が貞観津波の波源で計算した結果.
以上いずれも，敷地高さを越えて建屋が浸水する津波が予測されていた.
(5)福島事故に関する IAEA の報告書[2]は上記(3)，(4)の指摘のほかに，下記 3 点を指摘している.
①過去に起きた地震・津波のみをベースにする日本の評価方式は国際基準に違反していた.
②過去最大の地震を考えるのが国際慣行だった．太平洋では，M9.5 のチリ地震と，M9.2 のアラスカ地震とがあったのだから，この程度の巨大地震を想定すべきであった．IAEA 報告書では引用していないが，2006 年には米国政府機関が日本海溝などでの M9 地震による津波を予測・評価していた.
③過去が不確かな以上，安全側の立場に立って，上記のいずれかがなされれば，2011 年の津波高さは予測できたはずである.

命題２（事前にどのような対策をすれば事故を回避できたか？）

福島原発事故の直接原因は，津波によって，交流電源(AC 電源)，直流電源(DC 電源)，最終排熱系の 3 つが同時に喪失したことである．従って，これらに備える対策として，最低限，下記を実施すれば，福島原発事故は回避できたと考えられる．この内，［AC+DC 電源喪失］と分かってからバッテリを繋ぎ，RCIC または HPCI を手動で起動するまでの時間的余裕が最も厳しいが，それ以降は幾つかの選択肢があり，時間的余裕もある．福島 1 号機の例を下図に示す.

①十分な量の 125V/250V バッテリ
②高圧電源車
③RHRS 代替用の水中ポンプ
④全 AC 電源喪失，DC 電源喪失，海水ポンプモータ喪失を想定した訓練
ただし，これらは，今回のような津波に対して必要な最低限の準備であり，さらなる安全対策として、以下の対策も必要と考える.
⑤RCIC と HPCI の水密化
⑥1 号機については，IC の PCV 内 AC 駆動弁用の可搬式 AC 発電機
⑦ベント用 AO 弁駆動用圧縮空気が無くなった時のための小型コンプレッサ
⑧消防車



おわりに

本件の最終報告書は下記 URL に掲載されている.

また、討議に参加頂いた失敗学会と原子力学会の有志の方々に感謝申し上げる.

[1]失敗学会サイト「福島原発における津波対策研究会・最終報告書」2016 年
http://www.shippai.org/shippai/html/index.php?name=news881
[2]IAEA「The Fukushima Daiichi Accident, Technical Volume 2, Safety Assessment」2015 年

*Ritsuo Yoshioka[1], Kenji Iino[2], Masao Fuchigami[3]
[1]Japan Functional Safety Laboratory, [2]SYDROSE LP, [3]Komatsu Ltd.

福島第一原子力発電所 3 号機圧力データの補正とこれに基づく事故進展理解のヒント

Correction for pressure measurement data of Fukushima Daiichi Unit 3 and hints for understanding on accident progression behavior based on the corrected data

*佐藤 一憲 [1]

福島第一原発 3 号機の圧力データを補正し、より信頼性の高い圧力情報を得た。このようにして得た圧力情報により各部の圧力差の詳細が把握でき、事故進展挙動をより深く理解するためのヒントが得られた。

キーワード：福島第一、3 号機、圧力計、基準面器、補正

1. 緒言

原子炉圧力容器(RPV)及びサプレッションチャンバー(SC)に対する圧力計測システムは基準面器とそこから圧力計まで続く配管内に水が張られており、圧力計で観測された圧力から水柱の水頭圧を差し引いて測定対象となる気相部の圧力を求める。この配管内の水柱が急激な減圧などで喪失すると圧力の指示値が本来の値よりも小さく示される。そこで、圧力データの相互比較から水柱の喪失を推定し、圧力データを補正した。

2. 圧力データ[1]の補正

RPV 及び SC の圧力指示値（P_{RPV} 及び P_{SC} とする）の DW（P_{DW} とする）の圧力指示値に対する相関を分析すると、3 月 13 日 9 時ごろの急激な RPV 減圧とこれに伴うベント時にこれらの水柱が何れも喪失し、P_{RPV} は-0.09MPa、P_{SC} は-0.05MPa、それぞれ本来の圧力からシフトしていると判断される。そこで、$P_{RPV_corrected}=P_{RPV}+0.09$(MPa)、$P_{SC_corrected}=P_{SC}+0.05$(MPa)とすることで補正する。ただし、13 日 20 時過ぎ以降については何らかの効果によって SC 圧力計測システムの指示値は複雑な影響を受けており、本補正の適用対象外とする。

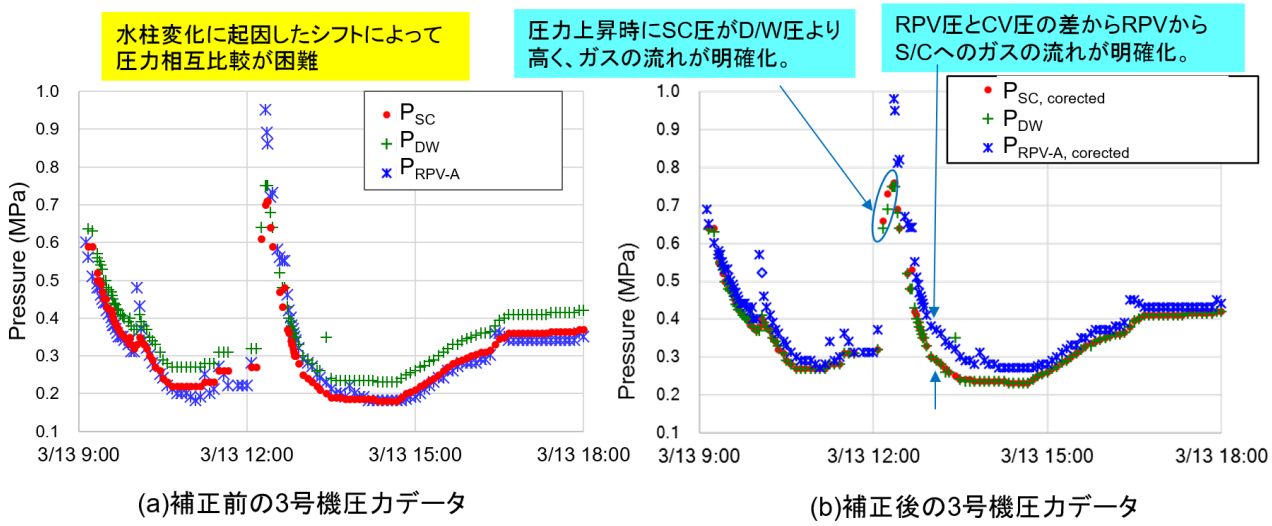


図 1　3号機圧力データの補正

本補正の結果を図 1 に示す。3 月 13 日 12 時頃に生じた顕著な RPV 圧力上昇時には格納容器（CV）圧もまた顕著に上昇しているが、この間 SC 圧は DW 圧よりも若干高く、RPV からのガス（蒸気や水素の混合ガスと考えられる）が SC 経由で DW に流れていること、その後も RPV 内で発生したガスが CV へと継続して流出していることが分かる。

3. 結論

水柱喪失を考慮した圧力データの補正により 3 号機各部の圧力変化が詳細に把握できた。これにより事故進展をより深く理解するためのヒントが得られた。

参考文献 [1] https://fdada.info/docs/excel/MD-Unit3-01.xls

*Ikken Sato[1], [1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

東京電力福島第一原子力発電所において発生した事故事象の検討（続報）

Reflections and Lessons from the Fukushima Nuclear Accident (Second Report)

松岡 猛[1]、澤田 隆[1]、矢川 元基[1]、関村 直人[1]、柘植 綾夫[1]、
成合 英樹[1]、白鳥 正樹[1]、宮野 廣[1]、*吉田 至孝[1]
[1]日本学術会議　福島第一原発事故に関する調査小委員会

福島第一原発事故原因については、政府事故調査委員会、国会事故調査委員会、民間事故調査委員会、東京電力事故調査委員会ほか各種事故調査委員会が設置され調査報告書が公表されている。しかしながら、各種事故調査報告書の間、また、専門家の間でも判断が異なる事項があるのが現状である。小委員会では、学術的観点から福島第一原子力発電所で発生した事故事象を、主として4件の事故調査報告書を比較検討するとともに新たに公表された事実及び関係者からのヒアリング等を通じて検討を進めてきた。続報では、3 号機における高圧注入系の状況、２号機における事故の推移、ベントに関する課題に関する3項目について小委員会の見解をまとめた。
キーワード：福島第一原発事故、高圧注入系、放射性物質、格納容器ベント

１．緒言

小委員会は、学術的観点から福島第一原発事故の原因を分析し検討を進めている。これまで、福島第一1号機を対象として非常用復水器の作動状況、地震動荷重による配管破損の有無、非常用交流電源喪失の原因についてまとめて発表(1)している。続報(2)では、3 号機における高圧注入系の状況、２号機における事故の推移、ベントに関する課題についてまとめた。

２．小委員会の見解

（１）3 号機における高圧注入系（HPCI)の状況

HPCI による冷却は原子炉圧力が低下した以降は有効には働いていなかったと考える。そのため最終段階で HPCI を手動停止した現場の行為はやむを得なかったと考えるが、引き続いての炉心注水冷却ができなかったことが致命的と言える。HPCI 運転･停止においての問題点と考える事項は以下の3点である。

・現場から本店対策本部にいたる間の情報共有が十分できておらず、大局的な方針を見誤った。
・発電所複数号機を一人の所長が判断する体制が、今回の緊急時には無理があったのではないか。
・HPCI 停止時期の早い時点での検討がなされていなかった。

（２）2 号機における事故の推移

地震発生直後、２号機はスクラムすると共に非常用 D/G が起動し冷却が開始された。また、手動で弁開の操作を行なって RCIC を作動させた。津波襲来後は全電源喪失の状態となったが、幸い RCIC はその後約 70 時間にわたって作動し続けた。この間に格納容器ベント及び原子炉の減圧と消防車による代替注水が出来ていれば、原子炉内の燃料溶融は避けられた可能性がある。しかし実際には 3 号機水素爆発の影響を受けるなどしてベント及び代替注水に手間取り、炉心溶融を避けることは出来なかった。RCIC が作動しなくなった後原子炉圧力が急上昇し、SR 弁開により原子炉圧力容器から格納容器に高温・高圧の蒸気が放出されるとともに、さらに炉心溶融時のジルコニウムー水反応によって発生した高温・高圧の水素も格納容器に放出された。これによって格納容器の温度と圧力がさらに高くなり、損傷を受けた格納容器から、大量の放射性物質が大気に放出されたものと考えられる。1 号機建屋の水素爆発の折に 2 号機のブローアウト・パネルが脱落して、この経路を通って 2 号機に大量に発生した水素が外気に放出されたため、水素爆発が起こらなかったと推測される。

（３）ベントに関する課題

わが国のベント設備と操作手順は、放射性物質の放出は防ぐべきとの思想のもとで、事業者（東京電力）および規制当局をはじめとした原子力関係者全員の慢心と想像力の欠如により米国の考え方と大きく乖離していた。このため、多くの設備上の課題を抱え、アクシデントマネジメントについても十分なものではなかった。したがって、ベント操作が困難を極めたものであり、事故進展において十分な対応ができなかったものである。米国の状況を含め海外の最新動向を把握し、事業者（東京電力）がこれらの課題に真摯に対応していれば、早期のウェットベントに成功して放射性物質の放出を抑制でき、したがって汚染も軽度で済んだ可能性がある。

３．まとめ

小委員会では、学術的観点からプラント内部での事象を検討した。現在、津波高さについて検討を進めている。

参考文献

(1): 初報, 平成 26 年 9 月 30 日, http://www.scj.go.jp/ja/member/iinkai/kiroku/3-140930-2.pdf.
(2): 続報, 平成 28 年 6 月 3 日, http://www.scj.go.jp/ja/member/iinkai/kiroku/3-20160603.pdf.

Takashi Matsuoka[1], Takashi Sawada[1], Genki Yagawa[1], Naoto Sekimura[1], Ayao Tsuge[1], Hideki Nariai[1], Masaki Shiratori[1], Hiroshi Miyano[1], *Yoshitaka Yoshida[1]
[1] Working Group on Fukushima Nuclear Accident, Science Council of Japan

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

[1M05-07] Reprocessing Plant

Chair: Yoshitaka Yoshida (INSS)

Mon. Mar 27, 2017 11:10 AM - 12:00 PM Room M (16-504 Building No.16)

[1M05] Study on the combustion behaivior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Takashi Kobayashi[1], Takeshi Mikami[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kohei Otake[2], Nobuyuki Arai[2] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel limited)

11:10 AM - 11:25 AM

[1M06] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Wenbin Dai[1], Yoshinori Hirashima[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudou[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Nobuyuki Arai[2] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

11:25 AM - 11:40 AM

[1M07] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Tatsuya Kudou[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Ootake[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Materials Corporation)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
（9）換気系統により接続された大型円筒槽の爆発試験

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(9) Hydrogen explosion experiment of simulated two large cylindrical vessels connected via vessel off gas ventilation system

*小林 卓志[1]，三上 剛史[1]，境原 基浩[1]，兼平 修[1]，
玉内 義一[2]，工藤 達矢[2]，中野 正直[2]，坂上 直哉[2]，大竹 弘平[2]，荒井 宣之[2]
[1]三菱マテリアル(株)，[2]日本原燃(株)

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な試験・解析を実施している。代表機器の一つである換気系統により接続された大型円筒槽について、水素爆発試験の結果を報告する。

キーワード：水素爆発試験，大型円筒槽，六ヶ所再処理工場

1. 緒言

大型円筒槽において水素爆発試験を実施し、水素爆発の影響を確認した。

2. 実験

2-1. 試験装置

試験装置概略を図 1 に示す。試験装置はリサイクル槽を模擬した円筒槽 A、不溶解残渣回収槽を模擬した円筒槽 B、オフガス配管、各円筒槽の付属機器であるポットとその接続配管から構成される。

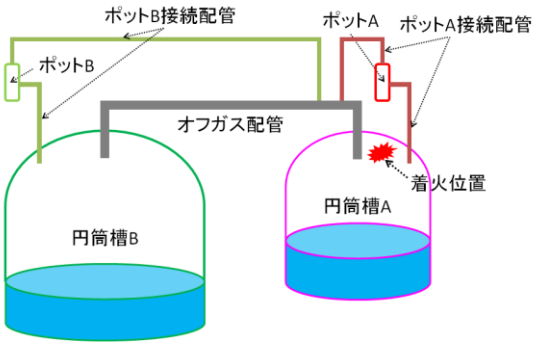


図 1　試験装置概略

2-2. 試験条件

既報[1]と同じく、放電型の着火装置を使用し、測定対象は圧力、光、ひずみとした。水素濃度は 12vol%、着火位置は円筒槽 A の気相部とした。

3. 結果

圧力時間変化例を図 2 に示す。円筒槽 A、円筒槽 B、オフガス配管の圧力変化は緩やかであり、最大圧力 0.5MPa 程度と小さい。一方、両ポットおよび両ポット接続配管付近では燃焼波の加速等に起因して最大 1.5MPa の圧力ピークが確認された。試験は繰り返し実施したが、いずれも最大ひずみは弾性域であり、容器の健全性が保たれていることを確認した。

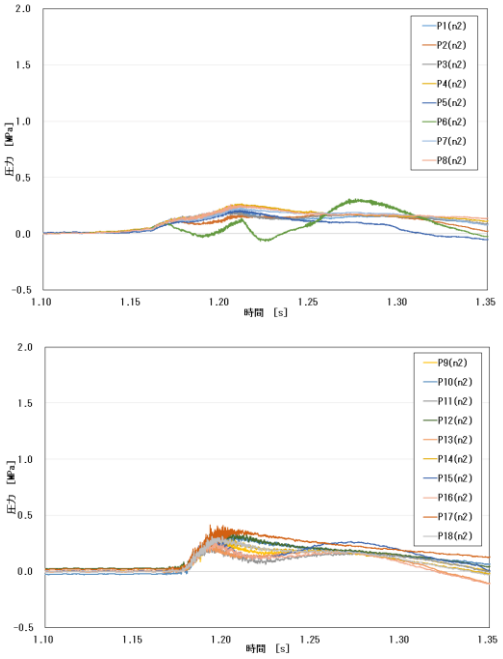


図 2　圧力時間経時変化
上：円筒槽 A(着火側)/下：円筒槽 B

参考文献

[1] 柴原他，日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集　3P15 (2016)

*Takashi Kobayashi[1], Takeshi Mikami[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudou[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2] and Nobuyuki Arai[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
（10）換気系統により接続された大型円筒槽の燃焼解析、構造解析

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(10) Combustion analysis and structural analysis of simulated two large cylindrical vessels connected via vessel off gas ventilation system

*戴文斌[1]、平島好規[1]、境原基浩[1]、兼平修[1]
玉内義一[2]、工藤達矢[2]、中野正直[2]、坂上直哉[2]、大竹弘平[2]、荒井宣之[2]
[1]三菱マテリアル㈱、[2]日本原燃㈱

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な試験・解析を実施している。代表機器の一つの換気系統で接続された大型円筒槽について、燃焼解析および構造解析の結果を報告する。

キーワード：水素爆発、大型円筒槽、燃焼解析、構造解析、六ヶ所再処理工場

1. 緒言

機器内の障害物の影響を考慮した燃焼挙動の調査の一環として、換気系統で接続された二つの大型円筒槽を模擬した爆発試験と同条件で解析を実施した。結果概要について報告する。

2. 解析

2-1. 解析モデル

大型円筒槽の爆発試験と同様の寸法、内部構造物をモデル化した。燃焼解析モデルを図 1 に示す。

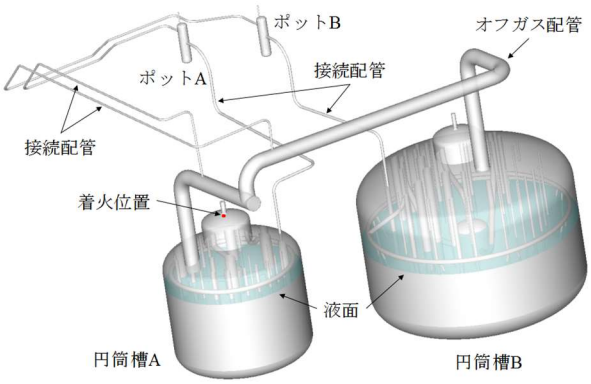


図 1. 燃焼解析モデル図

2-2. 解析条件

燃焼解析には、ANSYS Fluent を用いた。円筒槽の気相部、オフガス配管、ポットおよび接続配管内の水素濃度は 12vol%均一とした。着火位置は図 1 に示したとおりである。円筒槽、ポットおよび全ての配管の壁面は断熱として扱い、円筒槽内溶液の流動性、圧縮性を考慮した。構造解析には、LS-DYNA を用いた。燃焼解析で得られた圧力時刻歴データを円筒槽および配管壁面に作用させ、相当応力が弾性範囲内かを確認した。

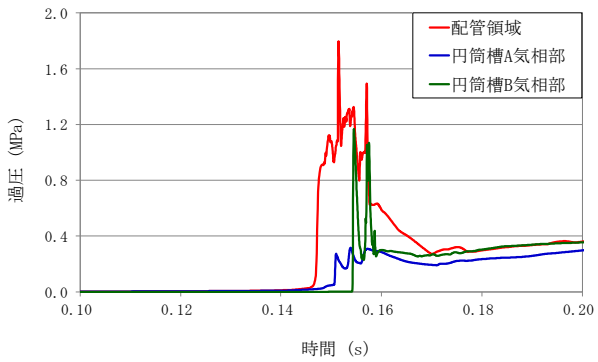


図 2. 各領域の最大圧力の時刻歴

3. 結果と考察

燃焼解析により得られた各領域の最大圧力の時刻歴を図 2 に示す。円筒槽 A と比べて、円筒槽 B および配管領域（オフガス配管とポット接続配管を含む）では高い圧力が得られた。構造解析においては、円筒槽に生じる相当応力は最大で降伏点である 205MPa に達したが、ひずみは 1E-4 程度と非常に小さく、破断ひずみ(0.4)には至らないことが確認できた。

---

*Wenbin Dai[1], Yoshinori Hirashima[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1],
Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudou[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Nobuyuki Arai[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
（11）換気系統により接続された大型円筒槽の試験と解析の比較

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(11) Comparison with numerical analysis and experiment of simulated two large cylindrical vessels connected via vessel off gas ventilation system

*工藤 達矢[1]，玉内 義一[1]，中野 正直[1]，坂上 直哉[1]，大竹 弘平[1]，荒井 宣之[1]
戴 文斌[2]，境原 基浩[2]，兼平 修[2]
[1]日本原燃株式会社，[2]三菱マテリアル株式会社

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な試験・解析を実施している。本報告では、換気系統で接続された大型円筒槽の試験結果と解析結果を比較し考察する。

キーワード：水素爆発、水素爆発試験、燃焼解析、構造解析、六ヶ所再処理工場

1. 緒言

機器内で発生する水素爆発の燃焼挙動の調査として、内部構造をもつ 2 つの大型円筒機器がオフガス系統により接続された系を対象に爆発試験、燃焼解析及び構造解析を行い比較した結果を報告する。

2. 試験と解析の比較

2-1. 圧力比較

評価対象系統（図 1 参照）を表 1 に示す 5 つの領域に分割し、最大圧力を測定及び解析した。試験では、全ての気相部を 12 vol%の水素-空気混合気で満たし、100 mJ で放電着火し圧力等を測定した。燃焼解析では試験と同じ初期条件で燃焼した場合の圧力等を解析した。表 1 に比較結果を示す。解析により得られた圧力値は試験とほぼ同じ値を示し良好な結果が得られた。しかし、円筒槽 B においては、解析結果は試験と比較し高い圧力を示した。この原因としては、解析では貯槽内障害物及び配管が火炎伝播の加速を引き起こしたため発生圧力が高くなったが、試験では内包液の蒸発の影響等を受けて火炎の伝播が理想的ではなかったこと、測定点が限定されていること等が考えられる。

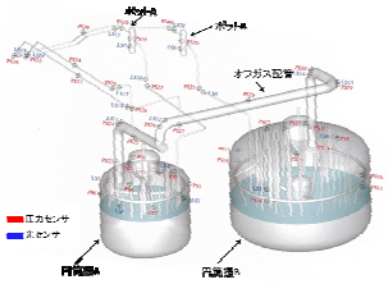


図 1 試験、解析体系

表 1 試験、解析における発生圧力

領域	発生圧力 (MPa)	
	試験	解析
円筒槽 A	0.31	0.36
円筒槽 B	0.41	1.17
ポット A	0.83	1.53
ポット B	1.33	1.60
配管領域	1.54	1.80

2-2. 健全性比較

試験において発生したひずみは全て弾性ひずみの範囲であった。燃焼解析により得られた圧力時刻暦を用いた構造解析では、試験結果でのひずみより大きな結果とはなるが、いずれも破断ひずみにはいたらなかった。構造解析結果は試験結果よりも保守側に評価されていることが確認できた。

3. 結論

試験と燃焼解析により得られた圧力より、小型容器と同様に大型容器であっても発生圧力を再現できることを確認した。機器の閉じ込め機能は確保できることを確認するとともに、解析の妥当性を確認した。

---

*Tatsuya Kudo[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Ootake[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2],Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira

[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2] Mitsubishi Materials Corporation.

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

[1M08-11] External Hazard Including Security Issue

Chair: Hidehiko Kuroda (TOSHIBA)

Mon. Mar 27, 2017 2:45 PM - 3:50 PM Room M (16-504 Building No.16)

[1M08] Research and Development of Probabilistic Risk Assessment Methodology of External Hazard Combinations

*Yasushi OKANO[1], Hidemasa Yamano[1], Takashi Takata[1], Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M09] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

*Hidemasa Yamano[1], Hiroyuki Nishino[1], Kennichi Kurisaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M10] Interface of Nuclear Safety and Security

*Kazuyuki Demachi[1], Mitsutoshi Suzuki[2], Takashi Takata[2], Yoshiki Kimura[2], yo Nakamura[2], Masaaki Suzuki[3], Yoshiyuki Narumiya[4], Hiroshi Miyano[5] (1. The University of Tokyo, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Tokyo University of Science, 4. Kansai Electric Power Co., Inc., 5. Hosei University)

3:15 PM - 3:30 PM

[1M11] Interface of Nuclear Safety and Security

*Mitsutoshi Suzuki[1], Kazuyuki Demachi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

外部ハザード重畳時の確率論的リスク評価手法の研究開発
-高速炉の空気冷却崩壊熱除去系への影響形態に基づく同定-

Research and Development of Probabilistic Risk Assessment Methodology of External Hazard Combinations
- Identification of Hazard Combinations in terms of Impacts on SFR Air Cooling Decay Heat Removal System -

*岡野 靖[1]，山野秀将[1]，髙田 孝[1]，西野裕之[1]，栗坂健一[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高速炉は大気を最終除熱源とし、気象等の外部ハザードが崩壊熱除去系に影響を及ぼし得る。頻度は稀だが影響の大きな未曾有の外部ハザードの後、発現し得る頻度の別の外部ハザードが重畳した場合に、崩壊熱除去系への影響の強度及び継続時間から、考慮すべきハザードの重畳と定量化すべき事項を同定した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、空気冷却、最終除熱源、外部ハザード、重畳、確率論的リスク評価

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去系は大気を最終除熱源とし、地象・水象に対し堅牢性を有する一方、気象関連の外部ハザードが潜在的なリスク要因となりえる。頻度は稀だが大規模な外部ハザードに加え、発現し得る頻度を有する別の外部ハザードが重畳した場合に、最終除熱源への熱輸送を担う機器が受ける影響の強度及び継続時間の観点から、考慮すべきハザードの重畳と定量化すべき事項を考察した。

2. 重畳する外部ハザード同定の考え方　既存の研究[1]では、個々の外部ハザードに対してガイドライン[2]等を参考に定性的な考察を行い、外部ハザードの重畳の組合せを導出した。本報ではさらに、崩壊熱除去のための空気冷却系統の構成と、各構成機器での代表的な外部ハザードによる機能喪失形態を整理（図 1 参照）した。さらに外部ハザードの時間的要素として、各外部ハザードによる機器への影響の継続時間と、別の外部ハザード重畳により系統への影響が顕在化するまでの時間に着目した（図 2 参照）。また重畳により影響が顕在化する場合において、影響を受ける機器が 2 つの外部ハザードで異なり重畳の順序に応じて初めて影響が顕在化する場合と、同じ機器が影響を受け重畳で機器への影響度が増大する場合に分類した。

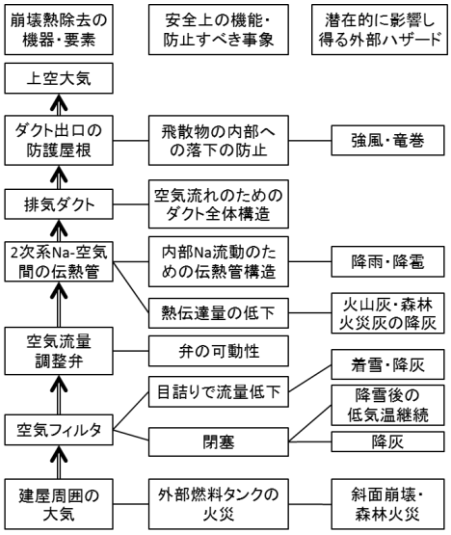


図 1 空気冷却系統と外部ハザードの関係

3. 外部ハザードの重畳で定量化すべき事項　発生頻度は稀であるが大規模な外部ハザードとしては、気象関連で強風・竜巻、降雨、積雪、火山灰降灰が、それらに関連して低気温継続、斜面崩壊、森林火災が抽出された。これらの外部ハザードの影響を潜在的に受けうる崩壊熱除去系の構成機器としては、排気ダクト出口に設置される防護屋根、2 次系 Na－空気間の伝熱管、大気取入口に設置される空気フィルタ・伝熱管が同定された。また潜在的に建屋周囲の大気への影響を及ぼす事象として外部燃料タンクの火災を抽出した。

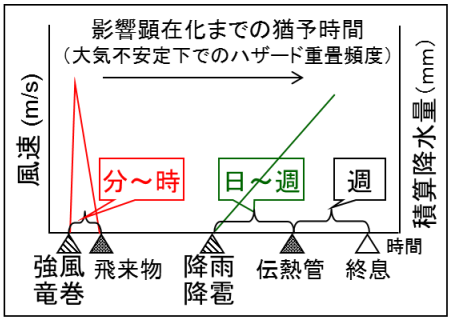


図 2 ハザード重畳時の事象進展イメージ

4. 結言　崩壊熱除去系の空気冷却系統の構成機器への影響の観点から、外部ハザードの影響継続時間と重畳の発生順序に着目し、考慮すべき外部ハザードの重畳と定量化すべき事項について同定した。

参考文献　[1] 2016 年秋の大会,1F02. [2] 保全学会,自然現象とその重畳に関する考え方のガイドライン, H26 年 9 月.

*Yasushi Okano[1], Hidemasa Yamano[1], Takashi Takata[1], Hiroyuki Nishino[1] and Kenichi Kurisaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発
(19) 強風と降雨の重畳ハザードに対するマージン評価手法

Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards
(19) Margin Assessment Methodology against a Combination Hazard of Strong Wind and Rainfall

*山野 秀将[1], 西野 裕之[1], 栗坂 健一[1]
[1]日本原子力研究開発機構

強風と降雨の重畳ハザードを対象にナトリウム冷却高速炉のマージン評価手法を開発した。強風と降雨の重畳時には、強風飛来物による補助冷却設備雨どいの破損に続く排気ダクト内への降雨の浸入による空気冷却器伝熱管疲労破損が考えられ、伝熱管破損までの許容時間をマージンと定義して評価することとした。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 外部ハザード, 重畳, マージン評価

1. 緒言

本研究では、代表的な外部ハザードである異常気象（積雪、強風、竜巻、降雨）、火山噴火、森林火災、重畳ハザードを対象に、ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去機能のレベル 1 PRA 手法とマージン評価手法の開発を進めてきた。本報では、強風と降雨の重畳ハザードに対するマージン評価手法の開発について報告する。

2. 機器別のマージン評価

強風と降雨の重畳時に崩壊熱除去機能喪失に至らしめるシナリオとしては補助冷却設備排気部雨どいの強風時の飛来物衝突による破損、その雨どいの開口部に雨水の浸入、雨水の繰返し接触による空気冷却器伝熱管の疲労破損が考えられる。このシナリオに従い、雨どい開口部への雨水浸入後の伝熱管疲労破損までの許容時間をマージンと定義した。まず、排気ダクト出口ダンパー部への雨水液滴の落下を計算して雨水の最小液滴径を算出した。液滴径分布を考慮して、雨水液滴が伝熱管に接触したときの温度低下幅を計算し、それによる熱応力を計算した。このとき、雨水の接触面積は広がると考えられるため、ここでは、液滴広がり係数を導入した。次に、その熱応力に相当する許容繰り返し回数を 1 時間降水量から求められる雨水液滴接触回数で除することで、伝熱管疲労破損までの許容時間を算出する手法を開発した。

評価結果の一例として、伝熱管初期温度 400℃、液滴広がり係数 5 の場合の許容時間、すなわちマージンを図 1 に示す。1 時間降水量 100mm/hr とすると液滴径 3mm 以下で約 1,000 時間以上、液滴径 5mm で 150 時間程度であり、マージンは非常に大きいと言える。

3. シーケンス別のマージン評価

シーケンス別のマージン評価手法はイベントツリーに基づき各機器の破損限界を求めて除熱失敗シーケンスを表す手法である。強風と降雨の重畳シーケンスについては前節のとおりであり、強風に対しては飛来物による破損評価で得られる最大瞬間風速、降雨に対しては機器別のマージン評価で示したとおり許容時間をマージンと定義する手法を開発することとした。その結果、強風としては 80m/s 以上であり、液滴径 5mm、1 時間降水量 100mm/hr とすると 150 時間程度であり、大きなマージンを有することを明らかにした。

4. 結言

強風と降雨の重畳ハザードに対する事象シーケンス評価手法を開発した。

※本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 27 年度「外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発」の成果である。

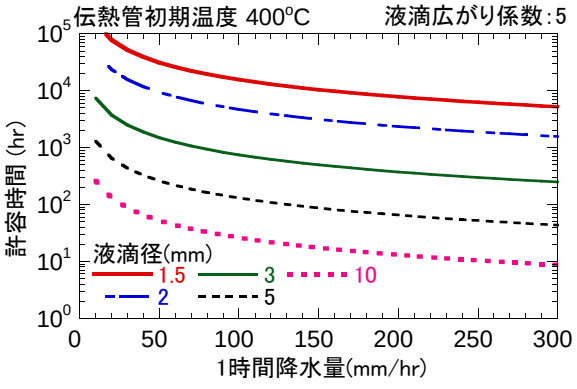


図 1　強風と降雨の重畳ハザードに対するマージン

*Hidemasa Yamano[1], Horoyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

安全とセキュリティのインターフェース
(1) インターフェースのための課題抽出

Interface of Nuclear Safety and Security

(1) Problem extraction for interface

*出町 和之[1]，鈴木 美寿[2]，高田 孝[2]，木村 祥紀[2]，中村 陽[2]，鈴木 正昭[3]，成宮 祥介[4]，宮野 廣[5]

[1]東京大学，[2]原子力機構，[3]東京理科大学，[4]関西電力，[5]法政大学

キーワード：2S インターフェース，リスク評価，深層防護，訓練

1. 緒言

本発表では，日本原子力学会安全分科会 Safety-Security (SS)検討会が平成 27 年度より検討を進めている，原子力安全とセキュリティとのインターフェイス構築のために検討した課題について述べる。

2. 枢要区域同定

IAEA による Technical Guidance(TG)のひとつである IAEA Nuclear Security Series No.16, "Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities"[1]に従い，原子力規制委員会の審査ガイド「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」における事故事象に対し，枢要区域同定（VAI: Vital Area Identification）を行う。

3. 核セキュリティの定性的リスク評価手法の開発

核セキュリティでは起因事象が悪意を持つ人間・集団による人為事象であるため，発生確率値の定量化を要する既存 PRA の導入は困難である。そのため，妨害破壊行為シナリオを，ターゲットに関する特性（魅力度・接近性・脆弱性・検知性）および，敵対者の特性（人数・知識レベル・武装力）などの指標を用いて半定性的にリスク評価する手法の開発が必要である。

4. 核セキュリティの深層防護

安全と同様に，設計基準外脅威(BDBT)事象に対しては，設計によるセキュリティ対策以外の様々なマネジメントが展開される可能性がある。原子力発電所における核セキュリティの最終目的は「安全」であって，核セキュリティと原子力安全との深層防護がそれぞれ独立に展開されることは実効的ではない。すなわち，核セキュリティの深層防護は，安全における深層防護と相まって（インターフェース）展開されるべきである。

5. 安全とセキュリティとの役割の明確化と情報伝達

上記の深層防護の各レベルで,安全とセキュリティにおける関係者間の役割の明確化と交換すべき情報等を事前に取り決めておく必要がある。情報の例としては敵対者の攻撃能力（人数・装備・知識）と攻撃状況（場所）に関するリアルタイム情報，敵対者による次なる安全対策妨害行為の予測などが挙げられる。

6. 有効な訓練システム

安全とセキュリティにおける関係者間の役割の明確化と情報交換の仕組みを構築するには,実効的な訓練が重要である。このため，海外の例を参考に，机上訓練などに考慮すべき必要な項目および実施方法を検討する。

参考文献

[1] IAEA Nuclear Security Series No.16, "Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities."

---

*Kazuyuki Demachi[1], Mitsutoshi Suzuki[2], Takashi Takata[2], Yohiski Kimura[2], Yo Nakamura[2], Masaaki Suzuki[3], Yoshiyuki Narumiya[4] and Hiroshi Miyano[5]

[1]The University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Tokyo University of Science, [4]Kansai Electric Power Company, [5]Hosei University

安全とセキュリティのインターフェース
（2）VAI とセキュリティ起因の重大事故

Interface of Nuclear Safety and Security

(2) Vital Area Identification (VAI) and response to severe accident initiated by security incident

*鈴木 美寿[1]，出町 和之[2]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 東京大学

Safety-Security (SS) 検討会においては､安全とセキュリティのインターフェースについて検討を進めている。本発表では､PRA と比較した枢要区域特定手法(VAI)の応用事例及びセキュリティに起因する重大事故時のフェーズ解析について報告する。

キーワード：2S インターフェース、サボタージュ、枢要区域特定手法(VAI)、特定重大事故等対処施設

1. 緒言

新規制基準に、意図的な航空機衝突等のテロ対策が新設され、可搬型設備を中心とした対策及びバックアップ対策としての特定重大事故等対処施設の整備が要求された。SS 検討会においては、原子力発電所に対するサボタージュ（航空機テロ、武装テロリスト、スタンドオフ攻撃等）を考えた場合に、ハード（恒設設備[1]、可搬設備）及びソフト（実効的訓練）両面からの深層防護対策について、安全とのインターフェースの観点から検討している。本発表では、サボタージュによって原子炉発電所の枢要設備が損傷を受けた後の被害対応における、安全とのコンフリクトについて示す。

2. 検討概要

2-1. サボタージュシナリオ

脆弱性、接近性、放射線影響等に係る施設側の合理的な判断に基づいて推測したサボタージュシナリオの有効性ついては議論の有るところであるが、ここでは評価の為に LOOP 及び SBO を仮定した。

2-2. セキュリティ事案の深層防護

サボタージュに対する防護対策においては、①テロリストの侵入時、②枢要設備の損傷時、③治安部隊による制圧時等の時間的な関係が重要となる。通常、①が有った場合でも②が起こらないように核物質防護システムは設計されるが、ここでは、セキュリティ事案の深層防護対策として、②が発生してしまい、かつ、敵対者の干渉により制圧までに時間を要する場合（②～③に時間間隔が生じる場合)、フェーズ毎に分けた ET/FT を解いて、被害対応方策の優劣について調べた。

2-3. コンフリクト

可搬設備については、緊急安全対策としての柔軟性と再生成に優れる利点があるものの、枢要設備の損傷後にテロリストの妨害が継続する場合に、可搬設備を屋外で使用することが困難になる欠点がある。

3. 結論

セキュリティ起因の重大事故時において、治安部隊の制圧 VS テロリストの抵抗の対抗状況に不確実性があることから、被害対応の初期活動に遅れが生じる場合に備えた深層防護対策が重要である。

参考文献

[1] D. M. Ericson and G. B. Varnado, “Nuclear Power Plant Design Concepts for Sabotage Protection”, NUREG/CR-1345, 1981.

---

*Mitsutoshi Suzuki[1] and Kazuyuki Demachi[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

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

[1M12-18] Evaluation of Source Term and Radiation Dose

Chair: Shogo Higaki (Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 27, 2017 3:50 PM - 5:45 PM Room M (16-504 Building No.16)

[1M12] Adsorption characteristics of methyl iodine on AgX in low temperature region-Part 2

*Toshiki Kobayashi[1], Jifeng Wang[1], Yoshihiro Ishikawa[1], Yuichiro Uzuyama[1], Koji Endo[1] (1. Rasa Industries. LTD. Electronic Materials Div.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1M13] Analysis of iodine behavior experiments under the severe accident condition using MAAP5 code

*Toru Sakamoto[1], Daisuke Fujiwara[1] (1. TEPSYS)

4:05 PM - 4:20 PM

[1M14] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*Koichi Nakamura[1], Yoko Yamane[2], Keigo Murata[3], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Advancesoft Corporation, 3. Trust Tech)

4:20 PM - 4:35 PM

[1M15] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*Yoko Yamane[1], Koichi Nakamura[2], Keigo Murata[3], Atsushi Ui[2], Hiroshi Endo[2] (1. Advancesoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. Trust Tech)

4:35 PM - 4:50 PM

[1M16] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*Keigo Murata[1], Koichi Nakamura[3], Yoko Yamane[2], Atsushi Ui[3], Hiroshi Endo[3] (1. TRUSTTECH Corporation, 2. AdvanceSoft Corporation, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:50 PM - 5:05 PM

[1M17] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*Taizo Kanai[1], Hiroshi Endo[1] (1. CRIEPI)

5:05 PM - 5:20 PM

[1M18] Development of the evaluation method of cesiumu release in lebvel 2 probabilistic risk assessment

*Hiroshi Endo[1], Yoko Yamane[2], Koichi Nakamura[1], Atsushi Ui[1], Taizo Kanai[1], Keigo Murata[3] (1. CRIEPI , 2. AdvanceSoft Corp., 3. Trust Tech Corp.)

5:20 PM - 5:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

放射性ヨウ素吸着剤 AgX の低温度域でのヨウ化メチル吸着特性 Part.2

Adsorption characteristics of methyl iodine on AgX in low temperature region-Part.2

*小林 稔季，王 吉豊，石川 慶浩，宇津山 雄一郎，遠藤 好司
ラサ工業　株式会社　電子材料事業部

原子力発電所のシビアアクシデント時の緊急対策室等の空気浄化システムとしての応用を想定した場合、難燃性の吸着剤 AgX を使用すれば、マイナス温度域での吸着特性を把握する事で、外気の加熱装置が不要な小型の空気浄化システムが構築できます。そこで、Part.1 に引き続き、マイナス温度域での AgX のヨウ化メチル吸着特性を評価しました。その結果、マイナス 5℃の温度では、吸着率の接触時間の依存性から、接触時間 0.50 秒以上で、吸着率が 99.9%以上となり、さらにマイナス 40℃の温度でも吸着する事が判りました。

キーワード：AgX、吸着剤、シビアアクシデント対策、放射性ヨウ素、原子力発電所、低温度域、空気浄化システム。

1. はじめに

弊社の AgX は、ベント雰囲気の、高温、高湿度下で良好なヨウ素吸着性能がありますが、前報[1]では、マイナス５℃に於いても、ヨウ化メチルは AgX に化学吸着している事を示しました。今回引き続き、マイナス温度域での AgX の吸着性能を評価しました。

2. 低温域でのヨウ化メチル吸着性能

表 1 にマイナス５℃で、ヨウ化メチル濃度 20ppm、露点マイナス 10℃の空気を導入した際の、AgX への接触時間とヨウ化メチル吸着率の関係の結果を示します。この様に、接触時間 0.41 秒では 99%以上、0.50 秒以上で 99.9%以上の吸着率となりました。また、別途実施した、接触時間 0.60 秒の試験では、マイナス 5℃で、吸着率が 99%以下になるまでの AgX 1ml 当りのヨウ化メチル吸着容量は、約 31mg でした。

表１　マイナス５℃における吸着率

接触時間	ヨウ化メチル吸着率 [%]		
[sec.]	20 分	40 分	60 分
0.26	97.87	97.61	97.24
0.41	99.76	99.53	99.32
0.50	100.00	99.98	99.95
0.62	99.99	99.98	99.97

温度をさらに下げて、マイナス 40℃での試験を実施しました。図 1 にその際の温度プロファイルを示します。ガス配管内でのヨウ化メチルの吸着がない事を確認した後、カラムに AgX を充填し、ヨウ化メチルの吸着率を測定した結果、AgX への接触時間 0.60 秒の時、吸着率は 99.9%以上になりました。

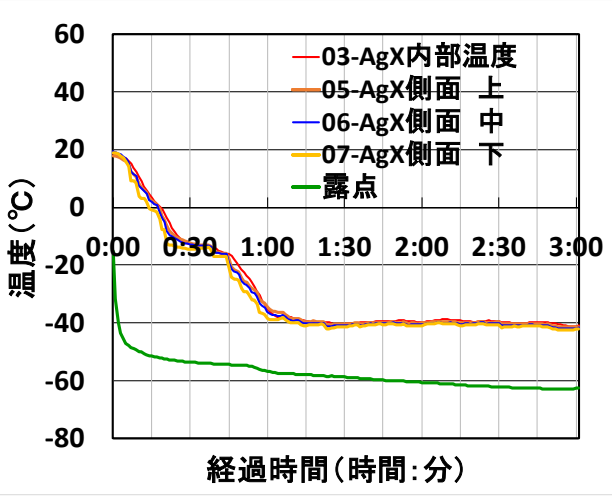


図１　マイナス４０℃での測定

これらの結果、AgX は外気の加熱装置なしでの屋外設置型の空気浄化システムへの応用が可能と判りました。

参考文献
[1]　日本原子力学会　2016 年秋の大会　2G17

*Toshiki Kobayashi, Jifeng Wang, Yoshihiro Ishikawa, Yuichiro Uzuyama and Koji Endo
Rasa Industries, Ltd., Electronic Materials Div.

MAAP5 によるシビアアクシデント条件下でのヨウ素挙動試験解析

Analysis of Iodine Behavior Experiments under the Sever Accident Condition using MAAP5 Code

*坂本　亨[1]，藤原 大資[1]

[1]テプコシステムズ

シンプルなヨウ素挙動評価モデルに基づく MAAP5 コードと、より機構論的なヨウ素挙動評価モデルに基づく Kiche コードを用いてヨウ素挙動試験解析を行い、それらを比較することで MAAP5 ヨウ素挙動評価モデルの有用性、及び課題について調査した。

キーワード：シビアアクシデント、ヨウ素挙動、MAAP5、Kiche

1. 緒言　シビアアクシデント後期における格納容器内の有機ヨウ素を含むヨウ素挙動は、環境ソースタームへの影響の観点から極めて重要である。特に、プール内でのヨウ素化学反応におけるヨウ素の化学形態の変化が注目されている。シビアアクシデント総合解析への適用を目的として EPRI で開発された MAAP5 では、オプションとしてヨウ素挙動モデルが整備されている。このヨウ素モデルは経験的に重要な化学反応を抽出したシンプルな化学式からなるが、一方でより詳細なヨウ素挙動解析のために各国で種々な詳細コードが作成されており、JAEA で開発された Kiche[1]もその 1 つとして挙げられる。本検討では、MAAP5 及び Kiche により RTF 試験[2]解析を実施し、Kiche による試験解析結果との比較を通じ MAAP5 のヨウ素挙動解析結果の傾向、両コードのヨウ素モデルの相違による結果への影響について検討した。

2. 試験解析　解析対象の RTF 試験では、試験容器内水プール中のヨウ素初期濃度約 1×10^{-5}mol/L、試験期間中 0.67kGy/h の放射線照射、pH は初期 10 に制御し 72 時間から制御解除している。pH 制御解除後は放射線分解による pH の低下が継続し 8 弱程度まで低下している。気相中のヨウ素濃度について、RTF 試験結果、及び MAAP5 評価結果を図 1 に比較する。この結果、無機ヨウ素より有機ヨウ素の方が試験結果の比較的再現性がよく、MAAP5 の解析結果は有機ヨウ素に対しやや保守側、無機ヨウ素に対し大きく非保守的側となる傾向が見られた。これらに関し、より評価精度の良い Kiche と比較検討したところ、両コードの差は、有機ヨウ素の保守性については MAAP で扱っていない液相中ヨウ素イオンの壁面吸着が影響しており、無機ヨウ素の大きな非保守性については気相中無機ヨウ素の壁面吸着モデルの違いが大きく影響していることが確認された。

3. 結論　MAAP5 試験解析結果より、プール上部の気相への有機ヨウ素の移行量については若干保守的な評価する傾向があるものの、概ね実験結果の傾向を再現することが確認された。一方で、無機ヨウ素移行量については、未だ課題は残るものの、シビアアクシデント時のソースタームの観点からは、揮発性の高い有機ヨウ素の放出量が特に重要となり、動的なヨウ素放出量評価への MAAP5 の活用が期待される結果と考える。

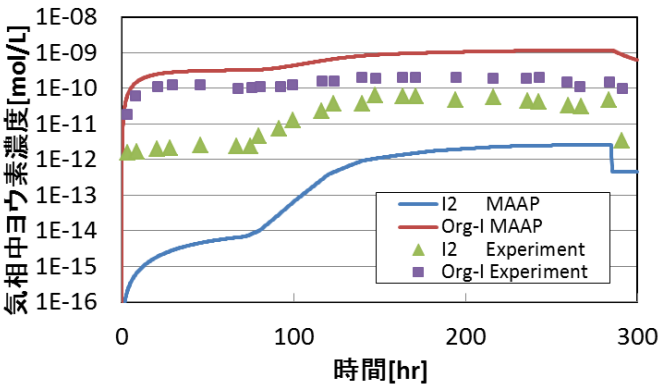


図 1　MAAP5 コード試験解析結果

参考文献　[1] “Kiche: A Simulation Tool for Kinetics of Iodine Chemistry in the Containment of Light Water Reactors under Severe Accident Conditions”, JAEA-Data/Code 2010-034, JAEA(2011)

[2] “AECL ISP-41 Follow-up exercise (Phase II): Iodine Code Comparison Exercise against CAIMAN and RTF experiments”,NEA/CSNI/R(2004)16, OECD/NEA,(2004)

*Toru Sakamoto[1] and Daisuke Fujiwara[1]

[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発
ー(9)シビアアクシデント時の格納容器破損確率評価における PRD の適用性に関する研究ー

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
- (9) Research on the applicability of PRD method to Containment functional failure frequency due to the severe accident -

*中村 康一[1]、山根 陽子[2]、村田 景悟[3]、宇井 淳[1]、遠藤 寛[1]
([1]電力中央研究所, [2]アドバンスソフト株式会社, [3]株式会社トラストテック)

ソースタームリスク評価の観点から、主要なシビアアクシデント現象に起因した FP 挙動に対する影響を評価する手法として PRD手法の有効性の検討結果を示す。

キーワード：PRD 手法、シビアアクシデント、ソースターム評価、FP 挙動、レベル 2PRA

1. 緒言

本研究では、レベル 2PRA でセシウム(Cs)を中心としたソースタームリスク（環境へのソースターム放出割合の発生頻度）を詳細に評価するために、格納容器（CV）イベントツリーを拡張したソースタームイベントツリーと、PRD（Phenomenological Relationship Diagram）法を組み合わせた評価手法の開発を進めている。シビアアクシデント（SA）時に溶融炉心から放出された Cs の多くは、エアロゾルとして CV 内を浮遊し、各種効果により壁面や液相に移行する。本発表ではソースターム PRD のモデル構築にあたり、SA 解析コード MELCOR を用いて CV 内の Cs 挙動の特徴分析をおこなった成果を報告する。

2. 格納容器内のセシウム挙動の特徴

2.1 シビアアクシデントにおける Cs の挙動の特徴

溶融燃料から放出された Cs の多くは CsOH 等の化学形でエアロゾル状で浮遊する。浮遊エアロゾルは凝集により粒径増大が進み、熱泳動や重力沈降等により壁面又は床面へ沈着する。もし、壁面が濡れている場合は、エアロゾルは洗い流され、液相と共に下部へ移行する。下部に移行した Cs は、燃料デブリが存在する場合は、再蒸発し CV 機能が喪失している場合は、エアロゾル状又はガス状で環境へ放出される。この分析により、燃料デブリのある区画への Cs の移行量を現実的に評価することが、環境への放出量を評価する上で重要であることがわかる。

2.2 MELCOR コードによるセシウム挙動の分析

2.1 節の分析に基づき、Cs の吸湿性を考慮した凝集、沈着及び壁面の洗い流しの挙動を分析するために、MELCOR2.1 コードを用いて簡易体系の Cs エアロゾル挙動を解析した。CV 模擬容器に、CsOH をエアロゾル状で均一に注入し、100 時間における壁面沈着や液相への移行挙動を観察した。気相の湿分を変更し、2 ケースの解析を実施した解析結果を図 1 に示す。湿分が高い場合は、粒径成長が進み、熱泳動による壁面沈着又は重力沈降による床面沈着が促進し、壁面が濡れている場合は多くの沈着したエアロゾルが洗い流されて下部へ流出する傾向が得られた。

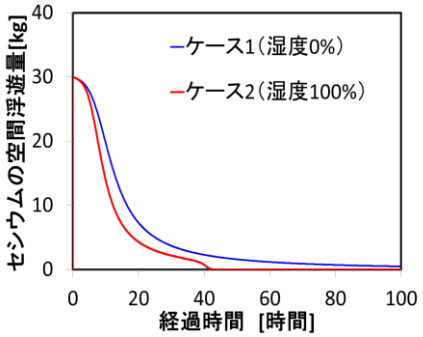


図 1 セシウムのエアロゾル浮遊量

3. 結言

ソースターム PRD の構築を念頭に、MELCOR2.1 コードにより CV 内の Cs エアロゾル挙動の分析を行い、Cs の吸湿性による沈着効果の促進、壁面の洗い流し効果の傾向を得た。今後はこの知見をもとにモデルの妥当性確認を進めるとともに、PRD 構築を進める。

謝辞 本研究は、経済産業省資源エネルギー庁受託研究「平成 28 年度 発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(原子力発電所のリスク評価，研究に係る基盤整備)」の一環として実施したものである。

*Koichi Nakamura[1], Yoko Yamane[2], Keigo Murata[3], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1]
[1]CRIEPI, [2]Advancesoft, [3]Trust Tech

レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発 －(10) シビアアクシデント時のセシウムエアロゾル放出挙動評価における PRD の適用性に関する研究－

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment - (10) Research on the applicability of PRD method to Cesium release behavior due to the severe accident -

*山根 陽子[1]、中村 康一[2]、村田 景悟[3]、宇井 淳[2]、遠藤 寛[2]
([1]アドバンスソフト株式会社, [2]電力中央研究所, [3]株式会社トラスト・テック)

レベル 2 PRA におけるソースタームリスク評価の観点から、シビアアクシデント時の水酸化セシウム(CsOH)エアロゾル等の環境放出リスクを評価する手法として、ソースターム PRD を構築し定量化を行った。その結果を MELCOR コードによる解析結果と比較検討した。

キーワード：PRD 手法 レベル 2 PRA、シビアアクシデント、ソースターム評価、セシウム

1. 緒言 電中研では、レベル 2PRA において、ソースタームイベントツリーとソースターム PRD の定量化手法の開発を進めている。その一環として、格納容器(CV)スプレイによる FP 除去効果を評価したスプレイサブ PRD の構築を行っている[1]。本報では、スプレイサブ PRD を含む CsOH エアロゾルの環境放出割合メイン PRD を構築し、想定ケースを AED 事象（大 LOCA＋ECCS 失敗＋CV スプレイ失敗）として定量化した検討結果を報告する。

2.CsOH 環境放出割合メイン PRD メイン PRD は、AED 時の CsOH 環境放出割合の確率分布を最上位事象とし、CV 破損時の流速（図 1①）と CV 内 CsOH エアロゾル残存量（図 1②）と代替 CV スプレイ等の緩和策による FP 除去速度（図 1③）の 3 つのサブ PRD から構成され、関数ゲートには質量保存則を表す連続の式を適用した。各々のサブ PRD は、関数ゲートにエアロゾル挙動解析モデルを適用し、CV 破損時の内圧、温度、漏えい断面積とエアロゾル粒径、スプレイ液滴径等の下位のパラメータに確率分布関数を与えることにより定量化できる。今回は AED 事象に対応した実験結果等から得られる確率分布を与えた。例えば、漏えい断面積は0.01m2を中央値とする正規分布（図 1 左下グラフ）で与えた。また、RPV 内から CV 内への CsOH の移行量は、初期インベントリ比 50 - 100%の一様分布を想定した。

3.定量化結果 本研究では、大 LOCA の発生後 30 時間で CV 過圧破損に至ると仮定し、破損後 24 時間における CsOH の環境への放出割合を定量化した（図 1 左上グラフ）。CV 破損後の代替スプレイによる緩和策が有りまたは無しの 2 ケースを評価した結果、スプレイを起動した場合はスプレイ液滴のスクリーニング効果によって CsOH 環境放出割合が 1 桁低減できることが明らかとなった。セシウム環境放出割合 PRD の定量化結果と MELCOR コードによる解析結果を、格納容器内のセシウムエアロゾル挙動に着目して比較すると、定性的には、格納容器内浮遊量、沈着量、環境への放出量ともに、PRD 法とコードで同様の結果を得られる見通しを得た。

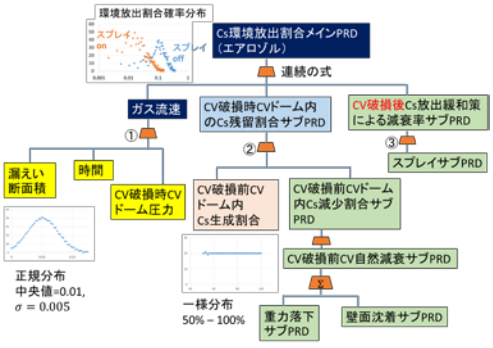


図 1 CsOH 環境放出割合メイン PRD

4. 結言 今後は、コードとの比較検討を進めるとともに、CsOH の吸湿挙動など環境への放出量評価に影響する重要な効果を抽出し、現状の解析コードと相補的に使用できる PRD 法の構築を目指す。

謝辞 本研究は、経済産業省資源エネルギー庁受託研究「平成 28 年度 発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（原子力発電所のリスク評価，研究に係る基盤整備）」の一環として実施したものである。

参考文献

[1]2016 秋の大会、中村他 2G10～2G13

* Yoko Yamane[1], Koichi Nakamura[2], Keigo Murata[3], Atsushi Ui[2], Hiroshi Endo[2]
[1]Advancesoft, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]Trust Tech

レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発
（11）シビアアクシデント時の格納容器破損防止対策の有効性に関する研究

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
(11) Research on the effectivity of measures for prevention containment vessel failure due to the sever accident

*村田 景悟[1]、中村 康一[2]、山根 陽子[3]、宇井 淳[2]、遠藤 寛[2]([1]株式会社トラストテック,[2]電力中央研究所,[3]アドバンスソフト株式会社)

シビアアクシデント（SA）時のセシウムエアロゾル（CsOH）の環境放出量の低減化の観点から、事故影響緩和策(SA 対策)に対する CV キャビティへの水流路壁高さなどの CV 設計条件が与える影響を MAAP5.03 コードを用いて評価した。

キーワード：シビアアクシデント、格納容器破損防止対策(SA 対策)、ソースターム評価、

1. 緒言

本研究では、米国 Zion プラント（4 ループ PWR）での AED（大破断 LOCA 事象＋ECCS 失敗）を想定し、代替 CV スプレイ注水及び代替炉心注水システムなどの SA 対策がそれぞれ作動した場合における、CV キャビティへの水流路壁高さが CsOH の環境放出割合に与える影響を MAAP5.03 コードを用いて評価した。

2. SA 対策に対する CV キャビティへの水流路壁高さの効果

CV キャビティへの水流路壁高さと SA 対策に関する感度解析（図 1 参照）を実施した。この結果、代替 CV スプレイ注水作動シナリオでは、スプレイにより浮遊 CsOH が沈降し、環境放出 CsOH が低減する結果となった。一方、代替炉心注水作動シナリオではデブリの再加熱が抑制されるため、浮遊 CsOH 量が低減し、環境放出量も低減する結果となった。

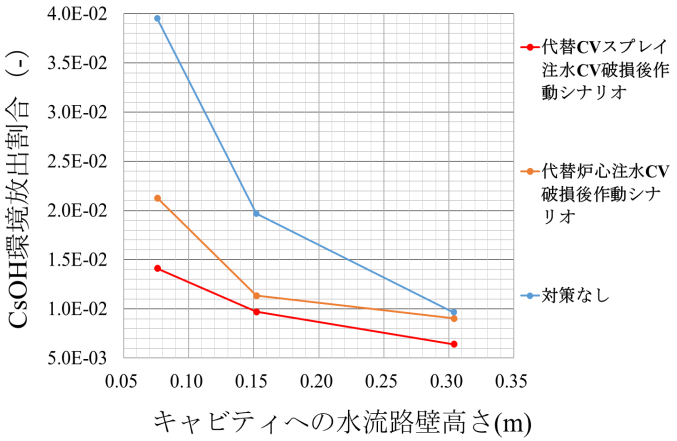


図 1　SA 対策に対する水流路設計条件の関係

これらの SA 対策に対して、キャビティの水流路壁高さを高くすると、キャビティへの水移行量が低減するため、キャビティ内デブリ中の CsOH 再蒸発過程が抑制され、CsOH 環境放出量が低減される効果があることが明らかになった。また、キャビティへの水流路壁高さが低い設計条件では、キャビティ内デブリ中の CsOH 再蒸発過程が促進され CsOH 環境放出量が増加し、SA 対策による CsOH 低減効果が顕在化する結果となった。

3. 結論

感度解析の結果、代替 CV スプレイ注水及び代替炉心注水システムなどの SA 対策がそれぞれ作動した場合における、CV キャビティへの水流路壁高さが CsOH の環境放出割合に与える影響が体系的に明らかになった。

謝辞　本研究は、経済産業省資源エネルギー庁受託研究「平成 28 年度 発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(原子力発電所のリスク評価，研究に係る基盤整備)」の一環として実施したものである。

*Keigo Murata[1], Koichi Nakamura[2], Yoko Yamane[3], Atsushi Ui[2], Hiroshi Endo[2]

[1]Trust Tech,[2]CRIEPI,[3]Advancesoft

レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発
（12）人工知能を活用したソースタームリスク評価についての基礎検討

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
(12) Investigation of source term risk assessment using Artificial Intelligence (AI)

*金井 大造[1]，遠藤 寛[1]
[1]電中研

人工知能（AI）を用いたソースタームリスク評価手法の実現性およびその開発方針を検討した。
キーワード：人工知能，ビッグデータ，ソースターム，PRA

1. 緒言

レベル 2PRA の目的は、核分裂生成物（FP）の環境放出量を確率論的に評価（ソースタームリスク評価）することである。このためには自然科学的現象、事故シナリオ、原子炉の工学的要因、その他外的要因等の膨大かつ離散的な情報を偏り無く正確かつ高速に処理する必要がある。本研究では、近年、急速な進歩を遂げている AI を用いたソースタームリスク評価の開発方針について検討した。

2. 人工知能（AI）を用いたソースタームリスク評価手法の開発方針

2-1. 実現性評価

近年、AI は、機械学習による情報識別、予測・分析能力が一定の水準に到達している。さらに、今後の AI の進歩を考慮すると、ソースタームリスク評価において、AI は、大きな可能性を有すると考えられる。

2-2. 開発方針

ソースタームリスクに及ぼす影響因子を分析し、過酷事故時のソースタームリスクを高速に評価するシステムを構築することを目的とし、AI を搭載したコンピュータ上にデータベースを構築し、AI に情報を認識させるとともに、膨大な情報を的確に分析するためアルゴリズムを改良する。

2-3 ソースタームリスク評価への適用

ソースタームリスク評価への AI の適用事例として SA 解析コードの入力データ作成支援や事象相関ダイヤグラム（PRD）法の作成支援が考えられる。プラントの工事認可図書など膨大な設計データの読み取りと変換、設計基準・規格に関するデータの収集、ソースターム物質の物性値の収集・分析、エアロゾル挙動に関する非原子力分野を含めた解析モデル及びモデルパラメータの収集・分析する。ここから SA 解析コードの入力データ生成や PRD 方で用いるデータ収集に AI を適用する。

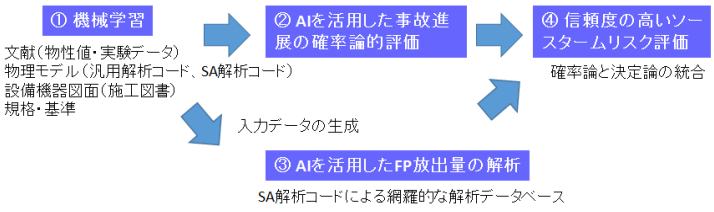


図　人工知能を用いたソースタームリスク評価のイメージ

3. 結論

実効的なソースタームリスク評価を可能とする AI 技術を活用した手法の開発を目指す。

---

*Taizo Kanai[1], Hiroshi Endo[1]
[1]CRIEPI..

レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発
ー(13)ソースタームイベントツリー（STET）の定量化手法ー

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
- (13) Quantification method of the source term event tree (STET)-

*[1]遠藤 寛[1]、山根 陽子[2]、中村 康一[1]、宇井 淳[1]、金井 大造[1]、村田 景悟[3]
([1]電中研、[2]アドバンスソフト株式会社、[3]株式会社トラストテック)

PWR を対象として格納容器(CV)イベントツリー(ET)を拡張したソースタームイベントツリー(STET)を展開し、CV 破損防止対策(AM 策)の失敗確率を階層 ET 法によって、SA 事象による CV 破損確率及びセシウムエアロゾル(CsOH)の環境放出確率を PRD 法によってそれぞれ定量化し、ソースタームリスクを試評価した。

キーワード：PRA、ソースタームイベントツリー、PRD 法、CsOH、セシウム環境放出割合、CCDF

1. 緒言： ソースタームリスク(FP 環境放出割合の累積頻度:CCDF)を適切に評価するためには、CV スプレイなど AM 策の失敗確率、水素爆発などの SA 事象に起因した CV 破損確率、CV 破損時の FP 放出確率の 3 種類のヘッダー群から構成される STET を展開し定量化する必要がある。本報告では、PWR の AED 事象(大 LOCA＋ECCS 失敗＋CV スプレイ失敗)を対象として、CsOH の CCDF を出力とする STET を展開し(図 1 参照)、これを以下の手法で定量化した結果を報告する。

2. STET の定量化

2.1 格納容器 AM 策の失敗確率： 本評価では、CV 隔離、PAR など水素燃焼抑制対策、代替炉心注水、代替スプレイなどの AM 策を対象として、標準的な AM 手順書に従った簡易な階層 ET 法を用い、各システムの機器故障率と人的過誤を考慮して分岐失敗確率を定量化した。

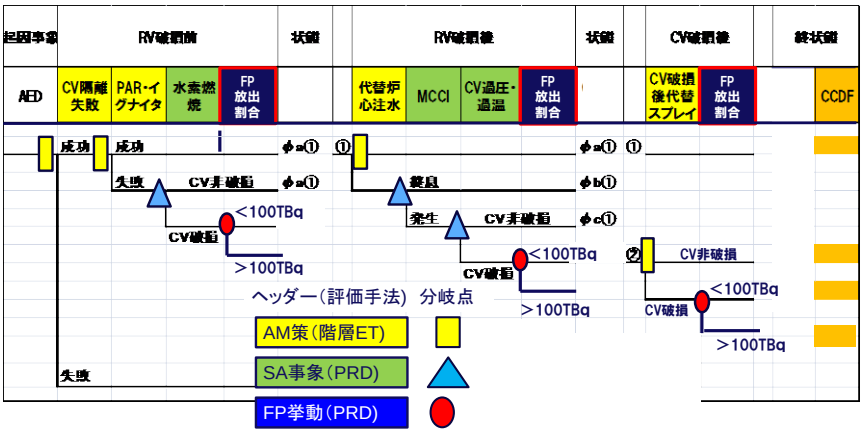


図1 AED に対するソースタームイベントツリー(STET)

2.2 SA 事象に起因した CV 破損確率： AED で考えられる CV 破損モードとして、水素爆発や MCCI による過圧破損、含水キャビティへの損傷燃料落下による過温破損を選定し PRD を適用した。ここでは、各 SA 事象おける CV 破損確率をトップイベントとし、下位に CV 容器のフラジリティを評価するサブ PRD と各事象での CV 最大到達圧・温度を評価するサブ PRD を展開することにより各破損モードでの CV 破損確率を評価した。

2.3 損傷 CV から環境への FP 放出確率の評価： CsOH の環境放出確率を PRD 法を用いて評価した。CsOH の環境放出確率メイン PRD は、Cs 駆動力サブ PRD と CV ドーム内の Cs 残留割合サブ PRD とで記述される。CS 残留割合 PRD は、Cs 生成割合 PRD と Cs 減少割合 PRD との積であり、前者は既往知見から炉心蓄積量の 50～100%を仮定し、後者はエアロゾルの重力沈降や壁面沈着などを記述する Cs 自然減衰 PRD と CV スプレイなどの AM 策による減衰 PRD を展開し、Cs の特性を反映したエアロゾル挙動モデルを用いて定量化した。

3. 結言： PWR の AED を対象として AM 策、SA 事象、FP 放出挙動の 3 種類のヘッダーから構成される STET を展開し、階層 ET および PRD 法を適用することによって CsOH に対する CCDF を評価できる見通しを得た。

謝辞 本研究は、経済産業省資源エネルギー庁受託研究「平成 28 年度 発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(原子力発電所のリスク評価，研究に係る基盤整備)」の一環として実施したものである。

参考文献

[1]2016 秋の大会、遠藤他 2G10～2G13

*Hiroshi Endo[1], Yoko Yamane[2], Koichi Nakamura[1], Atsushi Ui[1], Taizo Kanai[1], Keigo Murata[3] (1.CRIEPI , 2.AdvanceSoft Corp., 3.Trust Tech.)

General Meeting

[1B_GM] 「核融合工学部会」第48回全体会議

Mon. Mar 27, 2017 12:00 PM - 12:30 PM Room B (16-102 Building No.16)

[1B_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 27, 2017 12:00 PM - 12:30 PM Room B)

[1B_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1C_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第37回全体会議

Mon. Mar 27, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room C (16-203 Building No.16)

[1C_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 27, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room C)

[1C_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1E_GM] 「社会・環境部会」第36回全体会議

Mon. Mar 27, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room E (16-205 Building No.16)

[1E_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 27, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room E)

[1E_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1G_GM]「計算科学技術部会」第21回全体会議

Mon. Mar 27, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room G (16-207 Building No.16)

[1G_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 27, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room G)

[1G_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1I_GM] 「核燃料部会」第44回全体会議

Mon. Mar 27, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room I (16-304 Building No.16)

[1I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 27, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room I)

[1I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1J_GM] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第55回全体会議

Mon. Mar 27, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room J (16-305 Building No.16)

[1J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 27, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room J)

[1J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1K_GM]「熱流動部会」第48回全体会議

Mon. Mar 27, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room K (16-306 Building No.16)

[1K_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 27, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room K)

[1K_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan