Mon. Mar 28, 2016

Room A

Planning Lecture (Open to public) | Technical divison and Network Session | Health Physics and Environment Science

[TN10] Future vision of Fukushima for 30-40 years after the accident

Chair: Sentarou Takahashi (Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[TN1001] (1)Policies regarding Future Vision for Fukushima's 12 Municipalities
＊Hiroki Ogami[1] (1.Reconstruction Agcy.)

[TN1002] (2)Prediction of Ambient Dose Equivalent Rates for the Future
＊Sakae Kinase[1] (1.JAEA)

[TN1003] (3)Dosimetry and Assessment of Health Effects of Domestic and Wild Animals
＊Manabu Fukumoto[1] (1.Tohoku Univ.)

Room B

Planning Lecture (Open to public) | Technical divison and Network Session | Social and Environmental Division

[TN11] Unsettled Issues of Japanese Nuclear Community:

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[TN1101] (1)Discussion on the Unsettled Issues of Japanese Nuclear Community
＊Muneo Morokuzu[1] (1.PONPO)

[TN1102] (2)Q&A Session

Room L

Planning Lecture (Open to public) | Board and Committee | Gender Equality Committee

[BC06] Improvement of technologies and safety engendered by diversity

Chair: Chikako Iwaki (Toshiba)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

[BC0601] (1)Getting involved with local residents through investigation and measurement in affected areas
＊Hiroko Yoshida[1] (1.Tohoku Univ.)

[BC0602] (2)Probabilistic Risk Assessment and continuous improvement of the plant safety
＊Keiko Chitose[1] (1.MHI)

Room O

Planning Lecture (Open to public) | Technical divison and Network Session | Senior Network (SNW)

[TN15] Why is the reintegration of nuclear energy late? Let's continue the communication and discussion!

Chair: Katsunori Abe (SNW Tohoku, Prof. Emeritus of Tohoku Univ. and Hachinohe Inst. of Tech.)
1:00 PM - 2:30 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[TN1501] (1)To clear misunderstanding radiation-risk and proposal on radiation policy
＊Masayosi Kawai[1] (1.SNW of AESJ, Prof. Emeritus of KEK)

[TN1502] (2)Communication by Discussion in Tohoku Area ! Between Senior Network and Students Especially in Nuclear Energy
＊Toshikazu Yano[1] (1.SNW Tohoku, SNW of AESJ)

[TN1503] (3)Communication by Discussion in Hachinohe Institute of Technology between Students and Senior Network
＊Manabu Sato[1] (1.Hachinohe Inst. of Technol.)

[TN1504] (4)Nuclear Education in Tohoku University
＊Noritaka Yusa[1] (1.Tohoku Univ.)

[TN1505] (5)Nuclear Manpower Development of National Institute of Technology, Fukushima College
＊Shigekazu Suzuki[1] (1.National Inst. of Tech., Fukushima College)

©Atomic Energy Society of Japan

Mon. Mar 28, 2016

Room D

Planning Lecture | Technical divison and Network Session | Operation and Power Division

[TN12] Various Efforts toward Restarting Operation of Unit 1 and 2 of Sendai Nuclear Power Station, and Technical and Institutional Issues of the Regulation for 40-year Operation of Nuclear Power Plants

Chair: Yoichiro Shimazu (Fukui Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[TN1201] (1)Various Efforts toward Restarting Operation of Unit 1 and 2 of Sendai Nuclear Power Station
＊Kazutoshi Eto[1] (1.Kyushu Electric Power)

[TN1202] (2)Institutional Issues of the Regulation for 40-year Operation of Nuclear Power Plants
＊Yoshihiro Nishiwaki[1] (1.IAE)

[TN1203] (3)Technical Issues of the Regulation for 40-year Operation of Nuclear Power Plants
＊Tadashi Narabayashi[1] (1.Hokkaido Univ.)

Room I

Planning Lecture | Over View Report | Over View Report 5

[OV05] Argument of criteria for scientifically preferable areas on HLW Geological Disposal

Chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)
1:00 PM - 2:00 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

[OV0501] Interim report of criteria for scientifically preferable areas on HLW Geological Disposal
＊Osamu Tochiyama[1], Akiomi Shimada[2], Akira Deguchi[3] (1.NSRA, 2.METI, 3.NUMO)

Room J

Planning Lecture | Technical divison and Network Session | Nuclear Data Divison

[TN13] Transport of muons in matter and their interdisciplinary applications

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[TN1301] (1)Applications of muons to atomic energy fields
＊Teiichiro Matsuzaki[1] (1.RIKEN)

[TN1302] (2)Nondestructive elemental analysis with negative muons
＊Kazuhiko Ninomiya[1] (1.Osaka Univ.)

[TN1303] (3)PHITS simulation for transport of muons
＊Shin-ichiro Abe[1] (1.JAEA)

Room M

Planning Lecture | Technical divison and Network Session | Subcommittee on Particle Accelerator and Beams Science

[TN14] Development of accelerator-application technologies in the Tohoku area

Chair: Jinfuen Yan (Osaka Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[TN1401] (1)Accelerator plan of the nuclear human resource development, and research and development center of the Aomori Prefectural Government
＊Keizo Ishii[1] (1.Tohoku Univ.)

[TN1402] (2)Current Status of Heavy Ion Radiotherapy Project of Yamagata University Faculty of Medicine
＊Takeo Iwai[1] (1.Yamagata Univ.)

[TN1403] (3)Accelerator-experiment education using a 1-MV tandem Van de Graaff accelerator at the Department of Quantum Science and Energy Engineering, Tohoku University
＊Atsuki Terakawa[1] (1.Tohoku Univ.)

Room P

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 3

[BC07] Basic principles to continuously adopt measures for safety improvements at nuclear power plants(the third session)

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room P (Lecture Rooms C C200)

[BC0701] (1)Ideal status for continuous safety improvement
＊Seiichi Koshizuka[1] (1.Univ. of Tokyo)

[BC0702] (2)Summary of the report on basic principles to continuously adopt measures for safety improvements at nuclear power plants
＊Tadahiko Kawai[1] (1.JANSI)

[BC0703] (3)General discussion
Naoto Sekimura[1], Seiichi Koshizuka[1], Takehiko Nakamura[2], Yoshiyuki Narumiya[3], Masahide Suzuki[4]

©Atomic Energy Society of Japan

（1.Univ. of Tokyo, 2.JAEA, 3.KEPCO, 4.Nagaoka Univ. of Technol.）

©Atomic Energy Society of Japan

Mon. Mar 28, 2016

Room A

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

[3A01-05] Radiation-dose Evaluation and Environmental Assessment

Chair: Norio Tsujimura (JAEA)
9:30 AM - 10:50 AM Room A (Lecture Rooms B B102)

[3A01] Study on Radiation Dose Evaluation based on the OIL

＊Yoshitaka Yoshida[1] （1.INSS）

9:30 AM - 9:45 AM

[3A02] Measurement of radioactive aerosol size distribution and radon decay product concentration in a general house

＊Taishi Naoi[1], Yazima Kanako[1], Jun Moriizumi[1], Hiromi Yamazawa[1] （1.nagoyadaigakudaigakuin）

9:45 AM - 10:00 AM

[3A03] Applied example MCNP5 on ambient dose evaluation from nuclear facility

＊naoki zaima[1], masaki naganuma[1], sakao ryouta[1] （1.japan atomic energy agency）

10:00 AM - 10:15 AM

[3A04] Examination in accordance with advanced exposure assessments at the time of nuclear disaster

＊NOBUAKI YOSHIZAWA[1], HIROKAZU MURAKAMI[1], YUKI SHIMA[1], TOSHIHIRO SUZUKI[2], YOJI SHIRAKAWA[2], KENJI NIIYAMA[3], HIKARU NAKAJIMA[3], TAKAFUMI IGARI[3] （1.MRI, 2.DOCOMO InsightMarketing, INC., 3.MRA）

10:15 AM - 10:30 AM

[3A05] Evaluation of organ doses by using adult Japanese phantoms with various body sizes

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

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3A06-09] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: Environmental Radiation and Radiation Dose 3

Chair: Yukihisa Sanada (JAEA)
10:50 AM - 11:55 AM Room A (Lecture Rooms B B102)

[3A06] Estimation of the total amount of released radiocaesium by multiple methods which is originated from the TEPCO Fukushima Daiichi nuclear power plant accident

＊Michio Aoyama[1], Takaki Tsubono[2], Daisuke Tsumune[2], Yayoi Inomata[3] （1.Institute of Environmental radioactivity, Fukushima Univ., 2.Central Research Institute of Electric Power Industry, 3.Asia Center For Air Pollution Research）

10:50 AM - 11:05 AM

[3A07] The supports for local governments used the walking survey

＊Hirotaka TERUNUMA[1], Kiwamu TANAKA[1], Hiroshi KABUMOTO[1], Masashi HAGINOYA[1], Naruto SANO[1], Masatomi TAKAHASHI[1], Masato HOSHINO[1], Isao AOKI[1], Shinichiro ASAZUMA[1] （1.JAEA）

11:05 AM - 11:20 AM

[3A08] Analysis of Time-Dependent Decrease of Air Dose Rate, and Assessment of Dose from External Exposure in Tochigi Prefecture

＊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）

11:20 AM - 11:35 AM

[3A09] Trial observation of wind field by Doppler LIDAR at Hamaoka NPP

＊Kenji Tsuji[1], Tatsuo Shiina[2] （1.Chubu Electric Power Co., Inc., 2.Chiba University）

11:35 AM - 11:50 AM

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

[3A10-15] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: Environmental Remediation

Chair: Hirokazu Miyatake (MRI)
2:45 PM - 4:20 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[3A10] Decontamination of radioactive cesium in muscovite of soil

＊Yuki Inoue[1], Hideki Nakamura[1], Hiroko Abe[1], Chiaki Shimoda[1], Masaaki Kaneko[1], Michitaka Saso[1] （1.Toshiba Corporation Power Systems Company ）

2:45 PM - 3:00 PM

[3A11] Sorption of Co^{2+} on Mn oxides produced by MnO_4^- reduction using biomass.

＊Tomoaki Kato[1], Toshihiko Ohnuki[2], takumi saito[3], qianqian yu[2] （1.The Graduate School of Science and Engineering, Ibaraki University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.The University of Tokyo）

©Atomic Energy Society of Japan

3:00 PM - 3:15 PM

[3A12] Cs desorption behavior of weathered biotite at the actual contamination level in Fukushima

＊Hiroki Mukai[1], Satoko Motai[1], Toshihiro Kogure[1], Kenji Tamura[2], Tsuyoshi Yaita[3] （1. The Univ. of Tokyo, Grad. Sc. Sci., 2.NIMS, 3.JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

[3A13] Technology of radiation monitoring using unmanned vehicle after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

＊Yukihisa Sanada[1], Tatsuo Torii[1] （1.JAEA Fukushima）

3:30 PM - 3:45 PM

[3A14] Technology of radiation monitoring using unmanned vehicle after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

＊Miyuki Sasaki[1], Yukiyasu Nishizawa[1], Mitsuo Imura[1], Tsutomu Yamada[1], Sanada Yukihisa[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, Headquarters of Fukushima Partnership Operations）

3:45 PM - 4:00 PM

[3A15] Technology of radiation monitoring using unmanned vehicle after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

＊Kenji Miyamoto[1], Miyuki Sasaki[1], Yukihisa Sanada[1], Toshihiro Ogawa[2], Yasuhiro Senga[3] （1.Japan Atomic Energy Agency, Headquarters of Fukushima Partnership Operations, 2.Windy Network, 3.Tokai University）

4:00 PM - 4:15 PM

Room B

Oral Presentation | I. General Issues | -

[3B01-03] Suport and Training Tool for Plant Operator

Chair: Keiji Oda (Kobe Univ.)
9:30 AM - 10:20 AM Room B (Lecture Rooms B B101)

[3B01] An Information-Theoretic Approach to Resilience Assessment

＊Jonathan Poli[1], Kazuyuki Demachi[1] （1.University of Tokyo）

9:30 AM - 9:45 AM

[3B02] Development of Glass Top Simulator

＊Takahisa Kato[1], Atsuhiko Koizumi[1] （1.Toshiba Corporation）

9:45 AM - 10:00 AM

[3B03] Sophistication of radiation educational program based on beta-ray obserbation using high-performance Peltier device cooled cloud chamber

＊Masafumi Akiyoshi[1] （1.Osaka Prefecture University, Research Organization for University-Community Collaborations, Radiation Research Center）

10:00 AM - 10:15 AM

Oral Presentation | I. General Issues | -

[3B04-07] Consensus Building

Chair: Masakazu Furuta (OPU)
10:20 AM - 11:30 AM Room B (Lecture Rooms B B101)

[3B04] A study for policy deliberation on high level waste disposal through dialogue and collaboration between citizens and experts

＊Rin Watanabe[1], Kohta Juraku[2] （1.University of Tokyo, 2.Tokyo Denki University）

10:20 AM - 10:35 AM

[3B05] Trend survey of public awareness about radiation

＊Shinichi Oiso[1] （1.INSS）

10:35 AM - 10:50 AM

[3B06] A Study on Nuclear Consensus Building (X)

＊Naoki Yamano[1], Yoshinobu Izumi[1], Nakahiro Yasuda[1], Yoshihisa Matsumoto[2], Noriyosu Hayashizaki[2], Yoshihiko Shinoda[3] （1.University of Fukui, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.University of Fukui, Graduate School）

10:50 AM - 11:05 AM

[3B07] Analysis of the structure of *Genshiryoku-mura* toward a paradigm shift of consensus building (5)

＊Tetsuo Sawada[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

11:05 AM - 11:20 AM

Oral Presentation | I. General Issues | -

[3B08-09] Trouble and Safety Culture

Chair: Ryouichi Taniguti (OPU)
11:30 AM - 12:00 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[3B08] A Study on Validity for Questionnaire Survey of Safety Culture

＊Nobuyuki Naohara[1], Jun Hamada[1], Hirokazu Fukui[2] （1.Japan Nuclear Safety Institute, 2.Institute of

©Atomic Energy Society of Japan

Nuclear Safety System,Incorporated)
11:30 AM - 11:45 AM

[3B09] Analysis of Accident of Nuclear Power Plant for Advanced Maintenance
＊Norihiko Murayoshi[1], Kazunori Morishita[1], Hirotomo Iwakiri[2], Toshiki Nakasuji[1] (1.Kyoto University, 2.University of the Ryukyus)
11:45 AM - 12:00 PM

Oral Presentation | I. General Issues | -

[3B10-13] Nuclear Human Resource Development

Chair: Naoki Yamano (Univ. of Fukui)
2:45 PM - 3:55 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[3B10] Information transfer activity through "Radiation and our daily life fair" in Kansai region
＊Masakazu Furuta[1] (1.Osaka Prefecture University Radiation Research Center)
2:45 PM - 3:00 PM

[3B11] Nuclear human resource development program using a training reactor in Korea
＊Genichiro Wakabayashi[1], Kengo Hashimoto[1], Tetsuo Itoh[1], Hirokuni Yamanishi[1], Sin-ya Hohara[1], Masayo Inagaki[1], Myung-Hyun Kim[2] (1.Atomic Energy Research Institute, Kinki University, 2.Kyung-Hee University Reactor Research and Education Center)
3:00 PM - 3:15 PM

[3B12] Development and Implementation of Leadership Training Program for Nuclear Safety
＊ATSUSHI NAKAGAWA[1], AKIHIDE KUGO[1], NORIO SUZUKI[1] (1.JAPAN NUCLEAR SAFETY INSITITUTE)
3:15 PM - 3:30 PM

[3B13] Training of Underwater Measurement with Intense Radiation Field
＊Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], HIroyuki MIyamaru[1], Masafumi Akiyoshi[1], Takao Kojima[1], Hiroto Matsuura[1], Masakazu Furuta[1] (1.Osaka Prefecture University)
3:30 PM - 3:45 PM

Oral Presentation | I. General Issues | -

[3B14-15] Proposal against Nuclear Disaster

Chair: Masafumi Akiyoshi (OPU)
3:55 PM - 4:30 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[3B14] Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system.
＊Keigo Umetani[1], Hiroki Ofuji[1], Masato Kanasaki[1], Keiji Oda[1] (1.Kobe University)
3:55 PM - 4:10 PM

[3B15] Proposal of Utilization of Training Ships in Nuclear Disaster
＊Keiji Oda[1] (1.Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University)
4:10 PM - 4:25 PM

Room C

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

[3C01-04] Core Thermal Hydraulics

Chair: Hiroyuki Yoshida (JAEA)
9:30 AM - 10:35 AM Room C (Lecture Rooms B B103)

[3C01] Critical Heat Flux in Tight Lattice Three-Pin Bundle with and without Wire Spacer
Dan Le[1], ＊Sho Tanabe[1], Minoru Takahashi[2], Masatoshi Kondo[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Research Laboratory for Nuclear Reactor, Tokyo Institute of Technology)
9:30 AM - 9:45 AM

[3C02] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner
＊Shiro Takahashi[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Hideaki Hosoi[1], Masaya Ohtsuka[1] (1.Hitachi, Ltd.,)
9:45 AM - 10:00 AM

[3C03] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner
＊Hideaki Hosoi[1], Shiro Takahashi[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Naohisa Watahiki[1], Masaya Ohtsuka[1] (1.Hitachi, Ltd)
10:00 AM - 10:15 AM

[3C04] Measurement of void fraction distribution in two-phase flow in a 4×4 bundle
＊Wei Liu[1], Taku Nagatake[1], Lifang Jiao[1], Mitsuhiko Shibata[1], Masao Komatsu[1], Kazuyuki Takase[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
10:15 AM - 10:30 AM

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

[3C05-09] Severe Accident Analytical Method

Chair: Hidetoshi Okada (IAE)
10:35 AM - 11:55 AM Room C (Lecture Rooms B B103)

[3C05] Development of eutectic reaction model on MPS method for stainless steel/boron carbide

©Atomic Energy Society of Japan

system

＊Shota Ueda[1], Hirosih Madokoro[1], Byeongnam Jo[2], Masahiro Kondo[2], Nejdet Erkan[2], Koji Okamoto[2] （1.Dept. of NEM, School of Engineering, The University of Tokyo, 2.Nuclear Professional School, The University of Tokyo）

10:35 AM - 10:50 AM

[3C06] Fuel-Coolant interaction analysis based on SERENA2

＊Akinobu Morita[1], Akitoshi Hotta[1] （1.S/NRA/R）

10:50 AM - 11:05 AM

[3C07] Develpoment of Evaluation Method of Air Cooling Performance for Fuel Debris

＊Hiroyuki Yoshida[1], Susumu Yamashita[1], Shinichiro Uesawa[1], Fumihisa Nagase[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:05 AM - 11:20 AM

[3C08] Development of Analytical Method for Behavior of Fuel Melting by Particle Method

＊Taku Nagatake[1], Kazuyuki Takase[1], Hiroyuki Yoshida[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:20 AM - 11:35 AM

[3C09] Development status of hydrogen behavior simulation for NPP containment

＊Atsuhiko Terada[1], Yu Kamiji[1], Hino Ryutaro[1], Masaaki Matsumoto[2], Hitoshi Sugiyama[3], Satoshi Kadowaki[4] （1.JAEA, 2.MRI, 3.Utsunomiya Univ., 4.Nagaoka Univ. of Tech.）

11:35 AM - 11:50 AM

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

[3C10-14] Two-Phase Flow and Phase Change 2

Chair: Tomio Okawa (UEC)
2:45 PM - 4:05 PM Room C (Lecture Rooms B B103)

[3C10] Numerical Study on Bubbly Flow Coupling with Probability Density Function

＊Kana Fukuoka[1], Takashi Takata[1], Eiji Hoashi[1], Takeshi Fukuda[1], Akira Yamaguchi[2] （1.Osaka Univ., 2.The University of Tokyo）

2:45 PM - 3:00 PM

[3C11] Development of liquid and gas velocity measurement method in two-phase flow

＊Hiroki Takiguchi[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Taizo Kanai[1] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry）

3:00 PM - 3:15 PM

[3C12] Characteristics of the Steam Injector as the Passive Reactor Cooling System

＊Hiroto Endo[1], Shuichiro Miwa[1], Michitsugu Mori[1] （1.Hokkaido University Graduate School of Engineering）

3:15 PM - 3:30 PM

[3C13] Experimental Study on Chugging Phenomena in Steam-Water Direct Contact Condennsation

Giuseppe Gregu[2], ＊Minoru Takahashi[1], Riccardo Mereu[2], Marco Pellegrini[3] （1.Tokyo Tech RLNR, 2.Politecnico di Milano, 3.Inst. Applied Energy）

3:30 PM - 3:45 PM

[3C14] Study on condition occuring thermal stratification in suppression chamber using model of steam condensation

＊Daisuke YAMAUCHI[1], Nejdet ERKAN[2], Byeongnam JO[2], Koji OKAMOTO[2] （1.Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Nuclear Professional School The University of Tokyo）

3:45 PM - 4:00 PM

Room D

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

[3D10-14] Design and evaluation of next generation reactor equipments

Chair: Masaaki Satake (CRIEPI)
2:45 PM - 4:05 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[3D10] Fabrication and test results of testing equipment for remote-handling of MA fuel

＊Takanori Sugawara[1], Kenji Nishihara[1], Yujiro Tazawa[1], Kazufumi Tsujimoto[1] （1.JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[3D11] Fabrication and test results of testing equipment for remote-handling of MA fuel

＊Yuta Eguchi[1], Takanori Sugawara[1], Kenji Nishihara[1], Yujiro Tazawa[1], Kazufumi Tsujimoto[1] （1.JAEA）

3:00 PM - 3:15 PM

[3D12] Fabrication and test results of testing equipment for remote-handling of MA fuel

＊Yujiro Tazawa[1], Kenji Nishihara[1], Takanori Sugawara[1], Kazufumi Tsujimoto[1] （1.JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

[3D13] Design Improvement of Reactor Structure for

©Atomic Energy Society of Japan

Next Generation SFR

＊Shinichiro MATSUBARA[1], Kengo IMAOKA[1], Shinta Ogawa[2], Iwao IKARIMOTO[1], Masao ETO[4], Nobuchika KAWASAKI[3] (1.MHI, 2.NDC, 3.JAEA, 4.MFBR)

3:30 PM - 3:45 PM

[3D14] Secondary heat transport piping system design for the high temperature gas-cooled reactor (GTHTR300C)

＊Yasunobu Nomoto[1], Shoichi Horii[1], Junya Sumita[1], Hiroyuki Sato[1], Xing L. Yan[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[3D01-07] Maintenance, inspection, monitoring

Chair: Naoyuki Kouno (hitachi)

9:30 AM - 11:25 AM Room D (Lecture Rooms B B104)

[3D01] Effects of Human Error and its Reduction Evaluated by Dr. Mainte, Integrated Simulator of Mainte nance Optimizatoin of LWRs (4)

＊Yoshihiro Isobe[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Toru Kosaka[2], Satoshi Matsumoto[2], Shinobu Yoshimura[3] (1.Nuclear Fuel Industries ltd., 2.Atree Inc., 3.The University of Tokyo)

9:30 AM - 9:45 AM

[3D02] Application of risk importance index with severe accident management equipment to prioritize maintenance importance

＊teruyoshi satou[1], hiroshi abe[1], yasuo ishizaki[2], hideki kamimura[2] (1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2.TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY)

9:45 AM - 10:00 AM

[3D03] Development of Repair Machine for Heat Exchanger Tubes of on-site use using laser welding and optical fiber.

＊Shingo Saijo[1], Ryoji Toyama[1], Takaya Terada[2], Akihiko Nishimura[2], Kiyoshi Oka[2,3] (1.Sanritz Automation Co.,Ltd., 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.OK Fiber Technology Co., Ltd.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3D04] Development of diagnostic technique for adhesive anchor bolts by hammering test using an AE sensor

＊Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1], Hideki Yuya[2], Tadashi Yamasaki[2] (1.Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2.CHUBU Electric Power Co.,Inc.)

10:15 AM - 10:30 AM

[3D05] Development of a new inspeciton system for mechanical anchor bolts based on hammering tests (3)

＊Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Yasufumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1.NFI, 2.A-tree)

10:30 AM - 10:45 AM

[3D06] Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 2

＊takasi matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mituyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1.Nuclear Fuel Industries,Ltd., 2.Atree, Inc)

10:45 AM - 11:00 AM

[3D07] Development of monitoring method for wall thinning in carbon steel pipes with low frequency magnetic field measurement

＊Naoki Tajima[1], Noritaka Yusa[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1.Tohoku University)

11:00 AM - 11:15 AM

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

[3D08-09] Thermal fatigue of piping, Inspection of bolts

Chair: Isobe Yoshihiro (NFI)

11:25 AM - 12:00 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[3D08] Study on Thermal Stress and Multi-dimensional Temperature Distribution Caused by Thermal Stratification Oscillation at Elbow Pipe

＊Hiroshi Kuribayashi[1], Kouji Hisanaga[1], Masaaki Suzuki[1], Takuya Sato[1], Naoto Kasahara[1] (1.Tokyo Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM

[3D09] Evaluation of Bolt Tightening Torque on the basis of Low-frequency Vibration Signals

＊Noritaka Yusa[1], Sakuo Sawada[2] (1.Tohoku University, 2.Sawada Technical Service Co., Ltd.)

11:40 AM - 11:55 AM

Room E

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

[3E01-08] Relevant issues for Fukushima accident

©Atomic Energy Society of Japan

Chair: Shin'ichi Toyama (WERC)
9:50 AM - 12:00 PM Room E (Lecture Rooms B B202)

[3E01] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor
＊Ikuo Wakaida[1], Hironori Ohba[1], Katsuaki Akaoka[1], Masaki Ohba[1], Alexandre Ruas[1], Morihisa Saeki[1], Masabumi Miyabe[1], Yuji Ikeda[2], tetsuo sakka[3]
（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Imagineering, Inc., 3.Kyoto Univ.）
9:50 AM - 10:05 AM

[3E02] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor
＊Hironori Ohba[1], Morihisa Saeki[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1]（1.JAEA）
10:05 AM - 10:20 AM

[3E03] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor
＊Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka1[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1], Hironori Ohba[1], Ruas Alexandre[1]
（1.JAEA）
10:20 AM - 10:35 AM

[3E04] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor
＊Alexandre Ruas[1], Hironori Ohba[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1]（1.JAEA）
10:35 AM - 10:50 AM

[3E05] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor
＊Katsuaki Akaoka[1], Masaki Ohba[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1]（1.JAEA）
10:50 AM - 11:05 AM

[3E06] Fukushima Nuclear Accident Countermeasures-fuel debris collection iced method of construction
＊Haruo Morishige[1], Haruki Morishige [1], Yosuke Yamashiki[2]（1.Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2.Kyouto University）
11:05 AM - 11:20 AM

[3E07] A method for passive reduction in criticality of fuel debris dust
＊Hiroki Takezawa[1], Toru Obara[1]（1.Tokyo Institute of Technology）
11:20 AM - 11:35 AM

[3E08] Remote decontamination system for contaminated water tanks
＊Shoko Yashio[1], Kotaro Ohno[1], Kazuaki Yoshimoto[1], Ryo Matsuura[1], Kazuki Ide[1]（1.Obayashi corporation）
11:35 AM - 11:50 AM

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

[3E09-14] Dismantling and cutting technology

Chair: Ikuo Wakaida (JAEA)
2:45 PM - 4:20 PM Room E (Lecture Rooms B B202)

[3E09] Toshiba solutions for D&D applied to Zorita NPP decomissionning
＊Keita Takakura[1], Toshihiko Shinoda[1], Koji Hotta[1], Masamichi Obata[1], Yoshinori Taniguchi[2], Akira Okada[2]
（1.Chemical System Design &Engineering Dept., Toshiba Corporation, 2.Westinghouse Electric Japan KK.）
2:45 PM - 3:00 PM

[3E10] In-situ dismantling of the liquid waste storage tank LV-1 in JRTF
＊Ryuji MIMURA[1], Yuta YOKOZUKA[1], Toshiki FUJIKURA[1], Koichi NEMOTO[1], Kunio SHIRAISHI[1]
（1.Japan Atomic Energy Agency）
3:00 PM - 3:15 PM

[3E11] Laser Cutting of Thick Steel Plates with 30 kW Fiber Laser (IV)
＊Shin'ichi Toyama[1], Ryoya Ishigami[1], Eisuke Minehara[1], Ryuichiro Yamagishi[1]（1.WERC）
3:15 PM - 3:30 PM

[3E13] Development and demonstration of the axial cutting device for small diameter brass tubes
＊Eitoku NAKANISHI[1], Koji SUGIURA[1], Masashi TEZUKA[2], Yuya KODA[2], Ichiro YOSHINO[3], Shuichi HACHIKAWA[3]（1.MIE Univ., 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.NACHI-FUJIKOSHI Corp.）
3:30 PM - 3:45 PM

[3E14] Development and demonstration of the axial cutting device for small diameter brass tubes
＊Koji SUGIURA[1], Eitoku NAKANISHI[1], Masashi TEZUKA[2], Yuya KODA[2], Ichiro YOSHINO[3], Shuichi HACHIKAWA[3]（1.MIE Univ., 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.NACHI-FUJIKOSHI Corp.）
3:45 PM - 4:00 PM

[3E12] Development and demonstration of the axial cutting device for small diameter brass tubes
＊Masashi TEZUKA[1], Yuya KODA[1], Eitoku NAKANISHI[2], Koji SUGIHARA[2], Ichiro YOSHINO[3], Shuichi HACHIKAWA[3]（1.JAEA, 2.MIE Univ., 3.FUJIKOSHI）
4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Room F

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

[3F01-06] radionuclide separation and recovery

Chair: Kitatsuji Yoshihiro (JAEA)
9:30 AM - 11:10 AM Room F (Lecture Rooms B B201)

[3F01] R&D of MA separation processes for P&T system using ADS

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

9:30 AM - 9:45 AM

[3F02] R&D of MA separation processes for P&T system using ADS

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

9:45 AM - 10:00 AM

[3F03] EXAFS analysis of europium in various absorbents

＊Haruaki Matsuura[1], Atsushi Nezu[2], Shimpei Ono[3], Tsuyoshi Arai[3], Sou Watanabe[4], Yuichi Sano[4], Masayuki Takeuchi[4] (1.Tokyo City University, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Shibaura Institute of Technology, 4.Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

[3F04] Separation and recovery of soft metal ions by Copolymer Gel-Silica Composite with High TPEN Content for Gel-liquid Extraction Process

＊Takuya kawamura[1], Kenji Takeshita[1] (1.Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology)

10:15 AM - 10:30 AM

[3F05] Radiolysis of adsorbent for the extraction chromatography technology

＊Sou Watanabe[1], Yuichi Sano[1], Ryoya Ishigami[2] (1.JAEA, 2.WERC)

10:30 AM - 10:45 AM

[3F06] Research on solubility of plutonium silicate in nitric acid solution using lanthanides as surrogates for plutonium

＊Yusho Matsumoto[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Masafumi Tanigawa[2], Yoshiyuki Kato[2], Tsutomu Kurita[2] (1.Kyushu University Graduate School, 2.Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM

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

[3F07-09] high-level liquid waste and-or glassification

Chair: Uozumi Koichi (CRIEPI)
11:10 AM - 12:00 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[3F07] Evaluation of Corrosion in the equipment containing High level radioactive liquid waste in Tokai Vitrification Facility

＊Hirotaka Sumi[1], Hikaru Makigaki[1], Jiro Nakayama[1], Koichi Niitsuma[1], Akira Kodaka[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:10 AM - 11:25 AM

[3F08] Numerical Simulation of Falling Behavior of Molten Glass with Nobel Metal Elements in Glass Melter

＊Shunji Homma[1], Ryouta Nakajima[1], Midori Uchiyama[2], Iku Miyasaka[2], Hiroaki Fujiwara[2] (1.Saitama University, 2.IHI)

11:25 AM - 11:40 AM

[3F09] Study on ruthenium volatilization during evaporation and drying of ruthenium nitrosyl nitrate solution

＊Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1], Yuki Shibata[2], Takashi Kodama[2] (1.CRIEPI, 2.JNFL)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[3F10-15] reprocessing process

Chair: Shimada Takashi (MHI)
2:45 PM - 4:25 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[3F10] Durability of Centrifugal Contactors under Sludge Inclusion Condition

＊Masayuki Takeuchi[1], Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Kazuyuki Ito[2], Satoshi Sekita[2], Yukio Sakamoto[2], Koichi Akutsu[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.NECO Ltd.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3F11] Durability of Centrifugal Contactors under Sludge Inclusion Condition

©Atomic Energy Society of Japan

＊Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Kazuyuki Ito[2], Satoshi Sekita[2], Yukio Sakamoto[2], Koichi Akutsu[2] (1.JAEA, 2.NECO Ltd.)

3:00 PM - 3:15 PM

[3F12] Development of U and Pu co-processing process

＊Atsunari Kudo[1], Futoshi Yanagibashi[1], Kazuhito Tada[1], Takahiro Hoshi[1], Ikuo Fujimoto[1], Tomoyuki Ohbu[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[3F13] Development of single-cycle separation process for actinides and fission products using novel extractant, NTAamide

＊Yuji Sasaki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Noriko Shirasu[1], Keisuke Morita[1], Shoma Shimazaki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[3F14] Measurement of the hydrogen concentration in the vessel off-gas generated radiolytically from Pu storage tanks

＊Takahiro Hoshi[1], Shinichi Nagaoka[1], Astunari Kudo[1], Masayuki Oouchi[1], Hiroyasu Isobe[1], Tomoyuki Ohbu[1], Kazuaki Kurabayashi[1] (1.JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

[3F15] Development of spent salt treatment technology using zeolite

＊Koichi Uozumi[1], Kenta Inagaki[1], Takayuki Terai[2] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry, 2.Univ. of Tokyo)

4:00 PM - 4:15 PM

Room G

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

[3G01-05] Fundamental Properties 1

Chair: Masayoshi Uno (University of Fukui)
9:30 AM - 10:55 AM Room G (Lecture Rooms B B203)

[3G01] Deuterium diffusion in Zr-alloy oxide produced in air

＊Taro Kato[1], Ikuji Takagi[1], Kan Sakamoto[2] (1.Kyoto University Graduate School of Engineering and Faculty of Engineering, 2.Nippon Nuclear Fuel Development Co.)

9:30 AM - 9:45 AM

[3G02] First-princilpes study of Hydride in Zirconium

＊Mitsuhiro Itakura[1], Taira Okita[2] (1.JAEA, 2.Univ. of Tokyo)

9:45 AM - 10:00 AM

[3G03] Cesium Chemisorption Behavior onto Sutructural Material under Severe Accident Conditions

＊Toshihide Takai[1], Juntaro Takada[1], Kunihisa Nakajima[1], Tomohiro Furukawa[1], Masahiko Osaka[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

[3G04] Deposition of $Cs_2Mo_2O_7$ on Stainless Steel in Argon Atmosphere

＊Thi-Mai-Dung DO[1], Supamard SUJATANOND[2], Toru OGAWA[1] (1.Nagaoka University of Technology, 2.Thammasat University)

10:15 AM - 10:30 AM

[3G05] Compatibility between metal borides and iron-base alloys

＊Kenichi Hashizume[1], Yusuke Kido[2], Kan Sakamoto[3] (1.Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu University, 2.Kyushu Univ., 3.NFD)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3G06-09] Fundamental Properties 2

Chair: Ken-Ichi Hashidume (Kyusyu University)
10:55 AM - 12:00 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

[3G06] Thermal conductivity of molten B_2O_3-CaO-SiO_2

Junpei Ojima[1], ＊Tsuyoshi Nishi[1], Hiromichi Ohta[1], Sohei Sukenaga[2], Hiroyuki Shibata[2], Hidenori Kawashima[3], Toshiaki Kakihara[3] (1.Ibaraki University, 2.Tohoku University, 3.IHI Corporation)

10:55 AM - 11:10 AM

[3G07] Study of thermal conductivity of actinide dioxides based on first-principles molecular dynamics

＊Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:10 AM - 11:25 AM

[3G08] Oxygen potential and defect chemistry of UO_{2+x}

＊Masashi Watanabe[1], Taku Matsumoto[1], Masato Kato[1], Takeo Sunaoshi[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection Development Company Ltd.)

11:25 AM - 11:40 AM

[3G09] Nanoscopic analysis of oxygen vacancy in nuclear oxide fuel

＊Kenji Konashi[1], Tadao Yato[1], Masato Kato[2], Masashi Watanabe[2], Tsuyoshi Yaita[2], Hideaki Shiwaku[2], Tohru

©Atomic Energy Society of Japan

Kobayashi[2], Satoshi Minamoto[3], Kazuki Mori[4]
(1.Tohoku University, 2.JAEA, 3.NIMS, 4.CTC)
11:40 AM - 11:55 AM

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

[3G10-13] Measure for failure of containment vessel

Chair: Tsuyoshi Nishi (Ibaraki University)
2:45 PM - 3:55 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

[3G10] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor
*Munemichi Kawaguchi[1], Shinya Miyahara[1], Masayoshi Uno[2] (1.JAEA, 2.Fukui Univ.)
2:45 PM - 3:00 PM

[3G11] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor
*Ikuo Yamamoto[1], Masayoshi Uno[1], Shinya Miyahara[2], Munemichi Kawaguchi[2] (1.University of Fukui, 2.JAEA)
3:00 PM - 3:15 PM

[3G12] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor.
*Keisuke Yokoyama[1], Masayoshi UNO[1], Yukihiro MURAKAMI[1] (1.University of Fukui)
3:15 PM - 3:30 PM

[3G13] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor
*Masayoshi UNO[1], Keisuke YOKOYAMA[1], Murakami YUKIHIRO[1] (1.University of Fukui)
3:30 PM - 3:45 PM

Room I

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

[3I01-06] Predisposal management of Fukushima Accident waste 5

Chair: Yaohiro Inagaki (Kyushu Univ.)
9:30 AM - 11:00 AM Room I (Lecture Rooms B B200)

[3I01] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel
*Hiroyuki Sato[1], Shigeru Kimura[2], Isao Yamagishi[2], Akira Ikeda[3], Takeshi Okita[3] (1.Thermal-Hydraulics Technology Development Section, Fast Reactor Technology Development Department, Oarai Research and Development Center, JAEA, 2.Storage Equipment Soundness Evaluation Group, Waste Management Division, Nuclear Science Research Institute, JAEA, 3.First Fuel Cycle System Group, Chemical System Design &Engineering Dept., Isogo Nuclear Engineering Center, Toshiba Corporation Power Systems Company)
9:30 AM - 9:45 AM

[3I02] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel
*MAKOTO ARISAKA[1], ISAO YAMAGISHI[1] (1.JAEA)
9:45 AM - 10:00 AM

[3I03] Development of Glass Composite Waste forms for Spent Adsorbent
*Mamoru Kamoshida[1], Tsuyoshi Ito[1], Kenji Noshita[2], Takashi Asano[2] (1.Hitachi Ltd., 2.Hitachi-GE nuclear energy Ltd.)
10:00 AM - 10:15 AM

[3I04] Development of Glass Composite Wasteforms for Fukushima Wastes
RK Chinnam[1], *William Lee[1], Mamoru Kamoshida[2] (1.CNE, Imperial College London, 2.Hitachi Ltd.)
10:15 AM - 10:30 AM

[3I05] Hot Isostatic Pressing of Simulant Radioactive Wastes from the Fukushima and Sellafield Sites
*Neil Hyatt[1], S. Thornber[1], P. Heath[1] (1.The University of Sheffield)
10:30 AM - 10:45 AM

[3I06] Fundamentals of multifunctional geopolymer pebble preparation method
*Toshiharu Terasawa[1], Isamu Kudou[2], Toru Ogawa[1], Hisayuki Suematsu[1] (1.Graduate school of Nagaoka University of Technology, 2.ADVAN ENG. co., ltd.)
10:45 AM - 11:00 AM

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

[3I07-10] Vitrification 4

Chair: Takafumi Motooka (JAEA)
11:00 AM - 12:00 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

©Atomic Energy Society of Japan

[3I07] Adaptability study of iron phosphate glass to the solidification processing of AAF concentrated liquid waste and ST phosphoric acid liquid waste

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

11:00 AM - 11:15 AM

[3I08] Molecular Dynamics Study on Structural Properties of Bridging Oxygen in Alkali-earth Aluminosilicate Glasses

＊Yoshiki Ishii[1], K Kasahara[1], N Ohtori[2], M Salanne[3], T Charpentier[4], K Okhotnikov[4], D Neuville[5], L Hannet[6]
（1.Graduate School of Science of Technology, Niigata University, 2.Faculty of Science, Niigata University, 3.UPMC Univ. Paris 06, CNRS, 4.CEA, IRAMIS, NIMBE, LSDRM, 5.IPGP-PARIS, 6.CNRS-CEMTHI）

11:15 AM - 11:30 AM

[3I09] Influence of alumina addition on chemical durability of sodium silicate glasses

＊Sohei Sukenaga[1], Hiroyuki Shibata[1], Takahiro Tachibana[2], Toshiaki Kakihara[2], Toshiki Fukui[2]
（1.Tohoku Univ., 2.IHI Corporation）

11:30 AM - 11:45 AM

[3I10] Iron phosphate glass vitrification of granular adsorbent containing prussian blue nanoparticles.

＊Kazunori Yoshino[1], Mikihiro Takasaki[1], Gentoku Kido[1]
（1.Kanto Chemical）

11:45 AM - 12:00 PM

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

[3I11-15] Incineration &Melting

Chair: Yoshihiro Meguro (JAEA)
2:45 PM - 4:05 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

[3I11] Demonstration of an Incinerator for Flame-retarded TRU Wastes

＊Shota Maki[1], Kazuhiro Yokosuka[1], MAsahiro Fukui[1], Yuichi Shibata[1], Keisuke Iemura[1], Takayasu Osawa[1]
（1.Japan Atomic Energy Agency）

2:45 PM - 3:00 PM

[3I12] Demonstration of an Incinerator for Flame-retarded TRU Wastes

＊Kazuhiro Yokosuka[1], Shota Maki[1], Masahiro Fukui[1], Yuichi Shibata[1], Keisuke Iemura[1], Takayasu Osawa[1]
（1.Japan Atomic Energy Agency）

3:00 PM - 3:15 PM

[3I13] Corroborative tests for Oarai Waste Reduction Treatment Facility using the in-can type high frequency induction heating method

＊Hitoshi Sakauchi[1], Isamu Sato[2], Yasushi Donomae[1], Ryoichi Kitamura[1]（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Tokyo Institute of Technology）

3:15 PM - 3:30 PM

[3I14] Development of the Large-scale Cold Crucible Induction Melter for Vitrification

＊Hyun Jo[1], Cheon Kim[1], Hwan Hwang[1]（1.KHNP(Korea Hydro &Nuclear Power Co.)）

3:30 PM - 3:45 PM

[3I15] Study on Vitrification for Rare Earth waste

＊SEOKJU HWANG[1], Cheon-woo Kim[1], Young Hwan Hwang[1]（1.KOREA HYDRO &NUCLEAR POWER）

3:45 PM - 4:00 PM

Room J

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

[3J01-05] Nuclear reaction model calculation

Chair: Hiroyuki Koura (JAEA)
9:30 AM - 10:45 AM Room J (Lecture Rooms C C102)

[3J01] Microscopic calculation of inelastic scattering for ^{208}Pb with RPA method

＊Hiroki Johjima[1], Futoshi Minato[2], Satoshi Chiba[1]
（1.Department of Nuclear Engineering, Graduate School and Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Nuclear Data Center, Japan Atomic Energy Agency）

9:30 AM - 9:45 AM

[3J02] Prediction of thermal neutron capture cross section by Monte Carlo method

＊Naoya Furutachi[1], Futoshi Minato[1], Osamu Iwamoto[1]
（1.Japan Atomic Energy Agency）

9:45 AM - 10:00 AM

[3J03] Theoretical model analysis of deuteron-induced activation cross sections

＊Shinsuke Nakayama[1], Hiroshi Kouno[2], Shouhei Araki[2], Yukinobu Watanabe[2], Osamu Iwamoto[1], Tao Ye[3]
（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Kyushu Univ., 3.Institute of Applied Physics and Computational Mathematics）

©Atomic Energy Society of Japan

10:00 AM - 10:15 AM

[3J04] Intra-nuclear cascade model including fragment production process 3

＊Masayuki Hagiwara[1] （1.High energy accelerator research organization）

10:15 AM - 10:30 AM

[3J05] Estimation of systematic uncertainty in calculated results by PHITS with nuclear data

＊Shintaro Hashimoto[1], Osamu Iwamoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Koji Niita[2] （1.JAEA, 2.RIST）

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3J06-10] Nuclear fission theory

Chair: Hiroyuki Makii (JAEA)

10:45 AM - 12:00 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[3J06] 4-dimensional Langevin calculation for the study of fission

＊Takahiro Wada[1], Tomomasa Asano[2], Yoshihiro Aritomo[3], Masahisa Ohta[4] （1.Engineering Science, Kansai Univ., 2.ORDIST, Kansai Univ., 3.Science and Engineering, Kindai Univ., 4.Konan Univ.）

10:45 AM - 11:00 AM

[3J07] 4-dimensional Langevin calculation for the study of fission

＊Tomomasa Asano[1], Takahiro Wada[2], Yoshihiro Aritomo[3], Masahisa Ohta[4] （1.ORDIST, Kansai Univ., 2.Engineering Science, Kansai Univ., 3.Science and Engineering, Kindai Univ., 4.Konan Univ.）

11:00 AM - 11:15 AM

[3J08] 4-dimensional Langevin calculation for the study of fission

＊Yoshihiro Aritomo[1], Tomomasa Asano[2], Takahiro Wada[3], Masahisa Ohta[4] （1.Science and Engineering, Kindai Univ., 2.ORDIST, Kansai Univ., 3.Engineering Science, Kansai Univ., 4.Konan Univ.）

11:15 AM - 11:30 AM

[3J09] Charge polarization and the elongation of the fissioning nucleus at scission

＊Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1], Nicolae Carjan[2] （1.Tokyo Tech, 2.IFIN-HH）

11:30 AM - 11:45 AM

[3J10] Effects of microscopic transport coefficients on fission observables calculated by Langevin equations

＊Mark Usang[1], Fedir Ivaniuk[1,2], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.Institute for Nuclear Research）

11:45 AM - 12:00 PM

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

[3J11-13] Beta decay, delayed neutron

Chair: Ayano Makinaga (JIFS)

2:45 PM - 3:30 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[3J11] Calculation of delayed neutron emission probabilities and averaged number of delayed neutrons estimated on an improved gross theory

＊Hiroyuki Koura[1], Satoshi Chiba[2] （1.SRC, JAEA, 2.RLNR, Tokyo Inst. Tech.）

2:45 PM - 3:00 PM

[3J12] Making of Beta Decay Database by Quasiparticle Random Phase Approximation

＊Futoshi Minato[1] （1.JAEA）

3:00 PM - 3:15 PM

[3J13] Nuclear-structure calculations of half-lives and beta-delayed neutron-emission probabilities in light unstable nuclei

＊Yutaka Utsuno[1,2], Sota Yoshida[3], Noritaka Shimizu[2], Takaharu Otsuka[2,3] （1.JAEA, 2.CNS, Univ. Tokyo, 3.Univ. Tokyo）

3:15 PM - 3:30 PM

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

[3J14-17] Integral experiment, benchmark test

Chair: Satoshi Kunieda (JAEA)

3:30 PM - 4:30 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[3J14] Investigation of Copper Nuclear Data based on Benchmark Experiment on Copper with DT Neutrons at JAEA/FNS

＊Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Satoshi Sato[1], Kentaro Ochiai[1], Chikara Konno[1] （1.JAEA）

3:30 PM - 3:45 PM

[3J15] Detailed analysis of Integral Experiment on Molybdenum at JAEA/FNS

＊Masayuki Ohta[1], Saerom Kwon[1], Kentaro Ochiai[1], Satoshi Sato[1], Chikara Konno[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:45 PM - 4:00 PM

[3J16] New Integral Experiment on Tungsten Using DT

©Atomic Energy Society of Japan

Neutron at JAEA/FNS

＊Satoshi Sato[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Kentaro Ochiai[1], Chikara Konno[1] （1.JAEA）

4:00 PM - 4:15 PM

[3J17] JENDL-4.0/HE benchmark test with shielding experiments at JAEA/TIARA

＊Chikara Konno[1], Masayuki Ohta[1], Saerom Kwon[1], Satoshi Sato[1] （1.JAEA）

4:15 PM - 4:30 PM

Room L

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

[3L01-04] Tritium breeders and neutron multiplier (Fabrication technology and chemical characteristics)

Chair: Takumi Chikada (Shizuoka Univ.)
9:50 AM - 10:55 AM Room L (Lecture Rooms C C105)

[3L01] 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], Masaru Nakamichi [1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

9:50 AM - 10:05 AM

[3L02] Pebble Fabrication of Novel Advanced Tritium Breeders Using a Solid Solution of $Li_{2+x}TiO_{3+y}$ with Li_2ZrO_3

＊Tsuyoshi Hoshino[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:05 AM - 10:20 AM

[3L03] Study on quantity fabrication and purity control of lithium-lead as fusion liquid breeder

＊CHANGHO PARK[1], MASATOSHI KONDO[2], TAKASHI NOZAWA[1], HIROYASU TANIGAWA[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Tokyo Institute of Technology）

10:20 AM - 10:35 AM

[3L04] Experimental study on compatibility of reduced activation ferritic martensitic steel with flowing Pb-17Li

＊Masatoshi Kondo[1], Yoshimitsu Hishinuma[2], Takeo Muroga[2] （1.Tokyo Institute of Technology, Research Laboratory for Nuclear Reactors, 2.National Institute for Fusion Science, Department of Helical Plasma Research ）

10:35 AM - 10:50 AM

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

[3L05-08] Tritium breeders and neutron multiplier (adsorption and desorption of hydrogen isotopes / chemical stability)

Chair: Teruya Tanaka (NIFS)
10:55 AM - 12:00 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

[3L05] Evaluation of atomic composition and deuterium desorption behavior of Li_2TiO_3 after hydrogen gas exposure at elevated temperatures

＊Yuta Suzuki[1], Yuji Nobuta[1], Yuji Yamauchi[1], Tsuyoshi Hoshino[2] （1.Hokkaido Univ. Graduate School of Engineering, 2.JAEA）

10:55 AM - 11:10 AM

[3L06] CO_2 absorption characteristics of a blanket candidate material Li_2TiO_3 under various atmospheric exposures

＊hodaka nakamura[1], Tsubasa Takeda[1], Ryo Hirayama[1], Sho Nagai[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] （1.kobe university）

11:10 AM - 11:25 AM

[3L07] Hydrogen retention behavior in beryllide as advanced neutron multipliers

＊Yuta Fujii[1], Mitsutaka Miyamoto[1], Jae-Hwan Kim[2], Masaru Nakamichi[2], Hirotomo Iwakiri[3] （1.Shimane Univ., 2.JAEA, 3.Univ. of the Ryukyus）

11:25 AM - 11:40 AM

[3L08] Dissolution of lithium compounds in ethanol

＊yasushi hirakawa[1], tomohiro furukawa[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:40 AM - 11:55 AM

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

[3L09-15] Material Engineering for Fusion Reactor (Low Activation Structural Material)

Chair: Takeo Nishitani (NIFS)
2:45 PM - 4:30 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

[3L09] Effect of grain boundaries on microstructural evolution in Ferritic/martensitic steels under irradiation

＊Chisei Morimoto[1], Naoyuki Hashimoto[1], Dai Hamaguchi[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Yoshiyuki Watanabe[2] （1.Graduate School of Engineering Hokkaido Univ. , 2.JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

2:45 PM - 3:00 PM

[3L10] He Retention of He^+ Ion-irradiated Pyrochlore-type Oxides

＊Bun Tsuchiya[1], Takuya YAMAMOTO[2], Kazuhito OHSAWA[3], George ODETTE[2] （1.Faculty of Science and Technology, Meijo University, 2.Department of Chemical Engineering, University of California Santa Barbara, 3.Institute for Applied Mechanics, Kyushu University）

3:00 PM - 3:15 PM

[3L11] Development of low-activation vanadium alloy for recycling within 10 years after use in fusion reactors

＊TAKUYA NAGASAKA[1], Teruya Tanaka[1], Takuya Goto[1], Akio Sagara[1], Kazuhiro Nomura[2], Seiji Sakurai[2], Hideo Yoshinaga[2], Yuki Satoh[3], Takamasa Sugawara[3], Kunio Yubuta[3] （1.National Institute for Fusion Science, 2.Taiyo Koko Co. Ltd., 3.Institute for Materials Research, Tohoku University）

3:15 PM - 3:30 PM

[3L12] Tensile properties for ion-irradiated F82H steel by micro-tensile testing

＊Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Masami Ando[2], Hiroyasu Tanigawa[2] （1.Institute of Nuclear Safety System, 2.Japan Atomic Energy Agency）

3:30 PM - 3:45 PM

[3L13] Tensile fracture behavior of high dose irradiated reduced activation ferritic/martensitic steel F82H

＊Hiroyasu Tanigawa[1], Hideo Sakasegawa[1], Takanori Hirose[1], Yutai Katoh[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Oak Ridge National Laboratory）

3:45 PM - 4:00 PM

[3L14] Preliminary design fatigue curves for reduced activation ferritic/martensitic steel, F82H

＊Takanori Hirose[1], Hideo Sakasegawa[1], Hisashi Tanigawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1], Yoshinori Kawamura[1] （1.JAEA）

4:00 PM - 4:15 PM

[3L15] Void Swelling Behavior of Multi-Ion Irradiated F82H

＊Masami Ando[1], Hiroyasu Tanigawa[1], Hironori Kurotaki[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

4:15 PM - 4:30 PM

Room M

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-2. Beam Measurements/203-4. Synchrotron Orbital Radiation, Laser

[3M01-06] Beam measurement

Chair: Akira Uritani (Nagoya Univ.)
10:15 AM - 11:55 AM Room M (Lecture Rooms C C106)

[3M01] Development of a multi-channel read-out system for a micro-pattern gaseous detector

＊Kenta Shigihara[1], Keizou Ishii[1], Shigeo Matsuyama[1], Atsuki Terakawa[1], Tsuyoshi Sato[1] （1.School of Engineering, Tohoku University）

10:15 AM - 10:30 AM

[3M02] Development of the automatic micro-ion-beam focusing system using the secondary electron imaging system

＊Shuhei Suzuki[1], Keizo Ishii[1], Shigeo Matsuyama[1], Atsuki Terakawa[1], Mitsuhiro Fujiwara[1], Daiki Seki[1], Daichi Sata[1], Kota Imaizumi[1], Taisuke Hatakeyama[1] （1.Department of Quantum Science and Energy Engineering, Tohoku University）

10:30 AM - 10:45 AM

[3M03] Generation of Narrow-band GeV Photons from X-ray FEL Oscillators

＊Ryoichi Hajima[1], Mamoru Fujiwara[2,1] （1.JAEA, 2.Osaka Univ.）

10:45 AM - 11:00 AM

[3M04] Generation and application of high-brightness electron beam in RF gun based electron microscopy

＊Jinfeng Yang[1], Koichi Kan[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1], Katsumi Tanimura[1] （1.ISIR, Osaka University）

11:00 AM - 11:15 AM

[3M05] Analysis of Heavy Elements on Nano-Structured Pd Multilayer Thin Films by Rutherford Backscattering Spectrometry

＊Yasuhiro Iwamura[1], Jirohta Kasagi[1], Shigenori Tsuruga[2], Takehiko Itoh[1], Hidetoshi Kikunaga[1], Ryo Tajima[1], Yuki Honda[1] （1.Research Center for Electron Photon Science, Tohoku University , 2.Mitsubishi Heavy Industries, ltd.）

11:15 AM - 11:30 AM

[3M06] Measurement of electric field emitted from electron beam in time- and frequency-domain

＊Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1],

©Atomic Energy Society of Japan

Masao Gohdo[1], Itta Nozawa[1], Yoichi Yoshida[1] (1.ISIR, Osaka Univ.)
11:30 AM - 11:45 AM

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

[3M07-12] Medical application

Chair: Hiroyuki Toyokawa (AIST)
2:45 PM - 4:25 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[3M07] Examination of Medical Radionuclides Production using an Electron Linear Accelerator
*Shun Sekimoto[1], Takahiro Tadokoro[2], Yuko Kani[2], Katsuyoshi Tatenuma[3], Jaewoong Jang[4], Masashi Yamamoto[5], Mitsuru Uesaka[4], Tsutomu Ohtsuki[1] (1.Kyoto Univ., 2.Hitachi,Ltd., Research &Development Group, Nuclear Energy Systems Research Development, 3.KAKEN, 4.Univ. Tokyo, 5.Accuthera)
2:45 PM - 3:00 PM

[3M08] Examination of Medical Radionuclides Production System using an Electron Linear Accelerator
*KATSUYOSHI TATENUMA[1], YUMI SUZUKI[1], AKIRA TSUGUCHI[1], ATSUSHI TANAKA[1], TSUTOMU OHTSUKI[2], SHUN SEKIMOTO[2], YASUMASA MORIKAWA[3], ASAKI YAMAMOTO[3] (1.KAKEN, 2.KYOTO Univ., 3.FRI)
3:00 PM - 3:15 PM

[3M09] Examination of Medical Radionuclides Production System using an Electron Accelerator
*Takahiro Tadokoro[1], Yuko Kani[1], Syun Sekimoto[2], Tsutomu Ohtsuki[2] (1.Hitachi,Ltd., Research &Development Group, Nuclear Energy Systems Research Development, 2.Kyoto University Research Reactor Institute)
3:15 PM - 3:30 PM

[3M10] Examination of Medical Radionuclides Production System using an Electron Accelerator
*Jaewoong Jang[1], Masashi Yamamoto[2], Mitsuru Uesaka[1] (1.Univ. of Tokyo, 2.Accuthera Inc.)
3:30 PM - 3:45 PM

[3M11] Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University 3
*Akira Uritani[1], Yousuke Menjo[1], Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Yoshiaki Kiyanagi[1], Kazuki Tsuchida[1], Katsuya Hirota[1], Masaaki Kitaguchi[1], Hirohiko Shimizu[1], Go Ichikawa[1] (1.Nagoya Univ.)
3:45 PM - 4:00 PM

[3M12] Proposal of Tc-96 for nuclear medicines instead of Tc-99
*Takehito Hayakawa[1], Yuichi Hatsukawa[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
4:00 PM - 4:15 PM

Room O

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

[3O01-05] nuclear transmutation 3

Chair: Jun Nishiyama (Tokyo Tech)
9:30 AM - 10:55 AM Room O (Lecture Rooms C C201)

[3O01] Effect of fast reactor fuel cycle strategies on TRU material balance and non-proliferation features
(1)Strategies for rapid conversion of separated Pu to spent fuel form
*Rie Fujioka[1], Hiroshi Sagara[1], Chi Han[1] (1.Tokyo Institute of Technology)
9:30 AM - 9:45 AM

[3O02] Can Thorium Molten-Salt Reactors Extingush Plutonium?
*Yasuo Hirose[1] (1.none)
9:45 AM - 10:00 AM

[3O03] Feasibility and Use of Fluoride Molten Salt Fast Breeder Reactor
*koshi mitachi[1], Yasuo Hirose[1], Yoichiro Shimazu[2] (1.non, 2.university of Fukui)
10:00 AM - 10:15 AM

[3O04] Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR Fuel
*shungo SAKURAI[1], kenichi YOSHIOKA[1], rei KIMURA[1], kouji HIRAIWA[1] (1.TOSHIBA Corporation)
10:15 AM - 10:30 AM

[3O05] Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR Fuel
*Rei Kimura[1], Shungo Sakurai[1], Kenichi Yoshioka[1], Kouji Hiraiwa[1] (1.Toshiba)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[3O06-09] nuclear transmutation 4

Chair: Rei Kimura (Toshiba)
10:55 AM - 12:00 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

©Atomic Energy Society of Japan

[3O06] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

＊Junichi Miwa[1], Tetsushi Hino[1], Takeshi Mitsuyasu[1], Michitaka Ono[1], Masaya Ootsuka[1], Kumiaki Moriya[2] (1.Hitachi, Ltd., 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

10:55 AM - 11:10 AM

[3O07] Study on new transmutation method of LLFP using heavy water reactor and cold neutron

＊Naoyuki Takaki[1], Makoto Takahashi[2], Toshio Wakabayashi[2], Toshiaki Tachi[3], Takumi Iida[1] (1.Tokyo City Univ., 2.Tohoku Univ., 3.JAEA)

11:10 AM - 11:25 AM

[3O08] Study on new transmutation method of LLFP using heavy water reactor and cold neutron

＊Takumi Iida[1], Naoyuki Takaki[1], Makoto Takahashi[2], Toshio Wakabayashi[2], Yoshiaki Tachi[3] (1.Tokyo City Univ., 2.Tohoku Univ., 3.JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[3O09] Study on new transmutation method of LLFP using heavy water reactor and cold neutron

＊Yoshiaki Tachi[1], Naoyuki Takaki[2], Takumi Iida[2], Toshio Wakabayashi[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Tokyo City University, 3.Tohoku University)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[3O10-14] new type reactor development

Chair: Willem Van Rooijen (Univ. of Fukui)
2:45 PM - 4:00 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[3O10] Optimization of initial fuel composition for Small Pebble Bed Reactor with accumulative fuel loading scheme

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

2:45 PM - 3:00 PM

[3O11] OTTO cycle Small Pebble Bed Reactor with Rock-like fuel elements

Hai Ho[1], ＊Toru Obara[1] (1.Tokyo Institute of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM

[3O12] Application of Melt Refining of Metal Fuel to CANDLE Reactor

Julia AbdulKarim[1], Jun Nishiyama[2], ＊Toru Obara[2] (1.Derpartment of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Research Laboratory for Nuclear Reactors,Tokyo Institute of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM

[3O13] Study on CANDLE Burning Reactor with Initial Core Using Plutonium from LWR Spent Fuel

＊Hiroki OSATO[1], Jun NISHIYAMA[2], Toru OBARA[2] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM

[3O14] Study on Small CANDLE Burn-up Reactor for Space Nuclear Power

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

3:45 PM - 4:00 PM

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

[3O15-16] simulator improvement &research reactor design

Chair: Motomu Suzuki (CRIEPI)
4:00 PM - 4:30 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[3O15] Function extension and accuracy validation of nuclear reactor simulator TURS for light-water moderated critical assemblies

＊KEISUKE TOKUBO[1], TAKANORI KAMEYAMA[2] (1.Tokai University graduate school, 2.Tokai University)

4:00 PM - 4:15 PM

[3O16] The basic design concept of the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3

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

4:15 PM - 4:30 PM

Room P

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

[3P01-06] Safety design for fast reactors

Chair: Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)
9:30 AM - 11:00 AM Room P (Lecture Rooms C C200)

[3P01] Studies on the Safety Design Guidelines of Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors

＊Yasushi OKANO[1], Shigenobu KUBO[1], Ryodai NAKAI[1]

©Atomic Energy Society of Japan

（1.Japan Atomic Energy Agency）

9:30 AM - 9:45 AM

[3P02] Studies on the Safety Design Guidelines of Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors

＊Akihiro Tani[1], Taro Kan[1], Yasushi Okano[2]
（1.MITSUBISHI FBR SYSTEMS, 2.JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY）

9:45 AM - 10:00 AM

[3P03] Studies on the Safety Design Guidelines of Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors

＊DAISUKE SATO[1], SHUHEI NAKATA[1], SHIGENOBU KUBO[2] （1.MITSUBISI FBR SYSTEMS, INC., 2.Japan Atomic Energy Agency）

10:00 AM - 10:15 AM

[3P04] Studies on the Safety Design Guidelines of Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors

＊koichi higurashi[1], you akiyama[1], hidemasa yamano[2]
（1.MITSUBISHI FBR SYSTEMS, INC., 2.Japan Atomic Energy Agency）

10:15 AM - 10:30 AM

[3P05] Studies on the Safety Design Guidelines of Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors

＊Shigenobu Kubo[1], Yasushi Okano[1] （1.JAEA）

10:30 AM - 10:45 AM

[3P06] Study on External Hazard Conditions Applied to Conceptual Design of a Next-Generation Sodium-Cooled Fast Reactor

＊Hidemasa Yamano[1], Nobuchika Kawasaki[1], Shigenobu Kubo[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:45 AM - 11:00 AM

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

[3P07-10] Safety evaluations for a fast reactor 5

Chair: Yasushi Okano (JAEA)
11:00 AM - 12:00 PM Room P (Lecture Rooms C C200)

[3P07] Evaluation of Sodium Pool Fire and Thermal Consequence in Two-cell Configuration

＊Shuji Ohno[1], Takashi Takata[1], Yuji Tajima[2] （1.JAEA, 2.ENO Suri Kaiseki Research）

11:00 AM - 11:15 AM

[3P08] Containment Responses and Fission Product Behaviour in Loss-of-Reactor-Level Accident of Sodium-Cooled Fast Reactor

＊YE YI[1], Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1]
（1.Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, University of Tokyo）

11:15 AM - 11:30 AM

[3P09] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

＊Mitsuhiro Aoyagi[1], Shuji Ohno[1], Masayoshi Uno[2]
（1.JAEA, 2.University of Fukui）

11:30 AM - 11:45 AM

[3P10] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

＊Kazuyuki Tsukimori[1], Masanori Ando[1], Hiroki Yada[1], Yoshinari Anoda[2], Masakazu Ichimiya[2], Masayoshi Uno[2]
（1.JAEA, 2.University of Fukui）

11:45 AM - 12:00 PM

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

[3P11-16] Reprocessing Plant

Chair: Yasuhisa Ikeda (Tokyo Tech)
2:45 PM - 4:25 PM Room P (Lecture Rooms C C200)

[3P11] Evaluation of RuO_4 absorption to the water

＊Yuki Shibata[1], Takashi Kodama[1], Kazushi Ogaki[1], Kazunori Suzuki[2], Mikio Kumagai[2] （1.JNFL, 2.UI Sciences Inc.）

2:45 PM - 3:00 PM

[3P12] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

＊Takahiro ISHIO[1], Takashi KODAMA[1], Takahiro CHIKAZAWA[2], Takashi KOBAYASHI[2], Tadashi ISOKAWA[2] （1.JNFL, 2.MMC）

3:00 PM - 3:15 PM

[3P13] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

＊Takashi Kobayashi[1], Takahiro Chikazawa[1], Harumi Sato[1], Takashi Kodama[2], Takahiro Ishio[2] （1.Mitsubishi Materials Cooperation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited）

3:15 PM - 3:30 PM

[3P14] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

＊Yoshikazu Tamauchi[1], Tatsuya Kudo[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Otake[1], Nobuyuki

©Atomic Energy Society of Japan

Arai[1], Takahiro Shibahara[2], Wenbin Dai[2], Osamu Kanehira[2] (1.Japan Nuclear Fuel Limited, 2.Mitsubishi Materials Corporation)

3:30 PM - 3:45 PM

[3P15] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Takahiro Shibahara[1], Hirofumi Takenouchi[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)

3:45 PM - 4:00 PM

[3P16] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Wenbin DAI[1], Yoshinori HIRASHIMA[1], Takahiro SHIBAHARA[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)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Mon. Mar 28, 2016

Room A

[GM16]「保健物理・環境科学部会」第32回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[GM16] General Meeting

Room B

[GM17]「社会・環境部会」第34回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[GM17] General Meeting

Room D

[GM18]「原子力発電部会」第29回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[GM18] General Meeting

Room F

[GM19]「再処理・リサイクル部会」第30回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[GM19] General Meeting

Room J

[GM20]「核データ部会」第33回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[GM20] General Meeting

Room M

[GM21]「加速器・ビーム科学部会」第35回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[GM21] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture (Open to public) | Technical divison and Network Session | Health Physics and Environment Science

[TN10] Future vision of Fukushima for 30-40 years after the accident

Chair: Sentarou Takahashi (Kyoto Univ.)

Mon. Mar 28, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[TN1001] (1)Policies regarding Future Vision for Fukushima's 12 Municipalities

＊Hiroki Ogami[1] （1.Reconstruction Agcy.）

[TN1002] (2)Prediction of Ambient Dose Equivalent Rates for the Future

＊Sakae Kinase[1] （1.JAEA）

[TN1003] (3)Dosimetry and Assessment of Health Effects of Domestic and Wild Animals

＊Manabu Fukumoto[1] （1.Tohoku Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

保健物理・環境科学部会セッション「30～40 年後の福島の将来像」

(1) 福島 12 市町村の将来像に関する取組

(1) Policies regarding Future Vision for Fukushima's 12 Municipalities

大神 広記[1]

[1]復興庁

1. 福島 12 市町村の将来像に関する有識者検討会の開催経緯

原子力災害の避難者の方々が今後の生活の見通しを検討するための環境を整えるため、避難指示等の出た福島 12 市町村の将来像を中長期かつ広域的な視点から作成するとともに、その将来像の実現に向けた課題を整理して、提言を取りまとめることを目的として、復興大臣の指示の下、平成 26 年 12 月に有識者検討会を組織した。

同検討会において、福島 12 市町村における希望の持てる将来像の検討を行い、平成 27 年７月、30～40 年後の姿を見据えた 2020 年の課題と解決の方向を提言として取りまとめた。

提言においては、30～40 年後の地域の姿に関し、この地域が着実に復興し、世界に誇れる技術を備えた新たな産業基盤がこの地に根付くという、地元にとって希望の持てるビジョンが提示された。

また、2020 年の課題とその解決の方向として、新産業の創出による産業振興、地域公共交通や二次救急医療体制等の公共的サービスの広域連携等が挙げられている。

更に、こうした具体的な取組に加えて、福島 12 市町村における復興が着実に進めば震災前に推計された人口見通しを上回る可能性や、空間線量についても物理減衰のみで相当程度低減するなど、明るい材料も示されている。

2. 福島 12 市町村の将来像に関する有識者検討会提言のフォローアップ

上述の提言において、「今後、国、県その他関係機関がよく連携し、市町村の意見を踏まえつつ、将来像の個別具体化・実現に向けて速やかに取り組み、そのための取組体制の構築を検討すべき」とされており、政府としても提言の実現に向けては、県、市町村、民間と連携し取り組んでいくこととしている。

このため、提言の主要個別項目の具体化・実現に向けて進捗管理を行うため、平成 27 年 10 月に復興庁と福島県が共同して福島 12 市町村将来像提言フォローアップ会議を立ち上げ、提言に盛り込まれた 19 の主要個別項目につき、進捗管理を実施している。

フォローアップ会議では、今後、各項目の具体化に向けた工程表等を取りまとめ、６月頃に開催予定の有識者検討会へ報告することとしている。復興庁はこうした取組を通じ、各関係者と協議・連携し、将来像の実現に向けて取り組んでいく。

Hiroki Ogami[1]

[1]Reconstruction Agency

保健物理・環境科学部会セッション「30～40 年後の福島の将来像」

(2) 将来の環境中放射線レベル推定

(2) Prediction of Ambient Dose Equivalent Rates for the Future

木名瀬　栄[1]

[1]原子力機構

1. 緒言

原子力機構では，平成 24 年度は文部科学省の，平成 25 年度からは原子力規制庁の委託業務の一環として，空間線量率の分布状況変化モデルを開発した[(1-3)]。空間線量率の分布状況変化モデルは，福島第一原発から80km圏内の広域な範囲に沈着した放射性セシウムを起因とした空間線量率の状況の予測等に役立てるよう，福島第一原発事故後に実施された走行サーベイ等による空間線量率の膨大な測定データをもとに開発した。具体的には，福島第一原発から 80 km 圏内(約 100 m メッシュ)を対象に，土地利用形態ごとに環境半減期(放射性セシウムの物理減衰による影響を取り除き，放射性セシウムの環境中での挙動に影響を及ぼすウェザリングや人間活動などの様々な要因により，環境中の空間線量率が半分の値になるまでの時間)を導出し，この環境半減期をモデルパラメータとした 2 成分 1 コンパートメントからなるモデルとした。本報告では，これまでに開発した空間線量率の分布状況変化モデルの特徴を示すとともに，これからの福島復興に資するよう，空間線量率の分布状況変化モデルを用いて作図した，福島第一原発から 80 km 圏内の空間線量率分布の将来予測図を紹介する。

2. 空間線量率の分布状況変化モデル

空間線量率の分布状況変化モデルは，空間線量率の起因となるセシウム 134，セシウム 137 を対象とする次式を適用した。

$$D(t)=\left(D_0-D_{BG}\right)\left\{f_{fast}\exp\left(\frac{-\ln 2}{T_{fast}}\cdot t\right)+\left(1-f_{fast}\right)\exp\left(\frac{-\ln 2}{T_{slow}}\cdot t\right)\right\}\frac{k\exp\left(-\lambda_{134}t\right)+\exp\left(-\lambda_{137}t\right)}{k+1}+D_{BG}$$

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，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(同じ濃度)2.7，λ_{134} は ^{134}Cs の壊変定数，λ_{137} は ^{137}Cs の壊変定数である。本調査では，上式中の初期空間線量率である D_0 には，走行サーベイなどによる測定データを生活圏対象にした空間線量率へ補正した値を，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，走行サーベイの測定データから土地利用形態ごとの値(累積頻度分布作成)を導出・設定した。

減衰が速い成分の環境半減期 T_{fast} および減衰が速い成分の割合 f_{fast} それぞれについて，その 5%値，中央値および 95%値を表 1，2 に示す。減衰が速い成分の環境半減期は森林(落葉樹，常緑樹)を除き土地利用種別間の相違が大きくないこと，減衰が速い成分の割合は土地利用形態間の相違が顕著であることが特徴的である。

Sakae Kinase[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

表 1　減衰が速い成分の環境半減期

区域	土地利用形態	減衰が速い成分の環境半減期[年]		
		5%値	中央値	95%値
避難指示区域外	水域	0.25	0.56	1.2
	都市	0.35	0.60	1.7
	水田	0.32	0.55	1.5
	畑地	0.32	0.63	1.9
	草地	0.29	0.58	2.2
	落葉樹	0.29	0.66	2.7
	常緑樹	0.28	0.94	5.7
	裸地	0.31	0.62	1.6
避難指示区域内	森林	0.29	0.68	3.1
	森林以外	0.32	0.60	1.7

表 2　減衰が速い成分の割合

区域	土地利用形態/属性	減衰が速い成分の割合[-]		
		5%値	中央値	95%値
避難指示区域外	水域	0.53	0.76	0.89
	都市	0.52	0.77	0.93
	水田	0.53	0.75	0.93
	畑地	0.48	0.71	0.89
	草地	0.47	0.72	0.92
	落葉樹	0.41	0.68	0.88
	常緑樹	0.26	0.62	0.86
	裸地	0.51	0.73	0.90
避難指示区域内	帰還困難区域，森林	0.32	0.45	0.55
	帰還困難区域，森林以外	0.33	0.47	0.57
	居住制限区域，森林	0.37	0.48	0.61
	居住制限区域，森林以外	0.39	0.49	0.65
	避難指示解除準備区域，森林	0.37	0.51	0.67
	避難指示解除準備区域，森林以外	0.29	0.51	0.69

3. 空間線量率分布の将来予測図

セシウム 137 の物理的半減期に相当する 30 年を目処に，事故発生 10 年後，30 年後の福島第一原発から 80㎞ 圏内の空間線量率分布を作図した。予測する空間線量率は，分布状況変化モデルに用いる環境半減期などのモデルパラメータ導出データの不確かさを考慮して，バックグラウンド空間線量率を含めた空間線量率 0.20μSv/h を超えるメッシュに対して行うこととし，数値に対応したカラーグラデーションにより可視化した。なお，0.20μSv/h 未満の空間線量率のメッシュについては 0.20μSv/h に対応したカラーと同様にした。猪苗代湖上や福島第一原発から 3㎞ 圏内のような，航空機モニタリングや走行サーベイによる測

定データがないメッシュについては白抜きにした。

予測ケースは次の 3 つとした。

ケース 1:モデルパラメータの中央値(減衰が遅い成分の環境半減期は 92 年)を適用した場合。

ケース 2:90%信頼区間下限値を適用した場合。不確かさ解析結果の 5%値と中央値の比率をケース 1 結果に適用。

ケース 3:90%信頼区間上限値を適用した場合。不確かさ解析結果の 95%値と中央値の比率をケース 1 結果に適用。

土地利用形態別のうち森林(落葉樹，常緑樹)と分類され，人口ゼロであるメッシュに対しては，これまでの調査結果より空間線量率は物理的減衰のみによる減少とした。

福島第一原発から 80km 圏内の空間線量率分布の将来予測結果を図 1～図 3 に示す。モデルパラメータの中央値を適用したケース 1 を図 1 に，不確かさ解析結果の 90%信頼区間下限値を適用したケース 2 を図 2 に，不確かさ解析結果の 90%信頼区間上限値を適用したケース 3 を図 3 に示した。予測した空間線量率は，事故 10 年後，30 年後の住民の生活圏を対象にしたものであり，バックグラウンド空間線量率を含めた値である。避難指示区域外では，事故 10 年後の 3 ケース間において，0.20μSv/h 未満に対応したカラーとは異なるメッシュが分布する場合もある。一方，避難指示区域内では，モデルパラメータの不確かさが比較的小さいためか，いずれの解析ケースにおいても大きな相違は見られない。

今後，住民の帰還が進むと，人間活動などによる放射線場のじょう乱によりモデルパラメータの不確かさが大きくなることが予想され，ケース 1 からケース 3 の予測結果に相違が生じることが考えられるが，事故 5 年後のバックグラウンド空間線量率を含む空間線量率を推定した場合では，極端なケースを除き，係数 2 程度の不確かさで推定できることが確認されている。

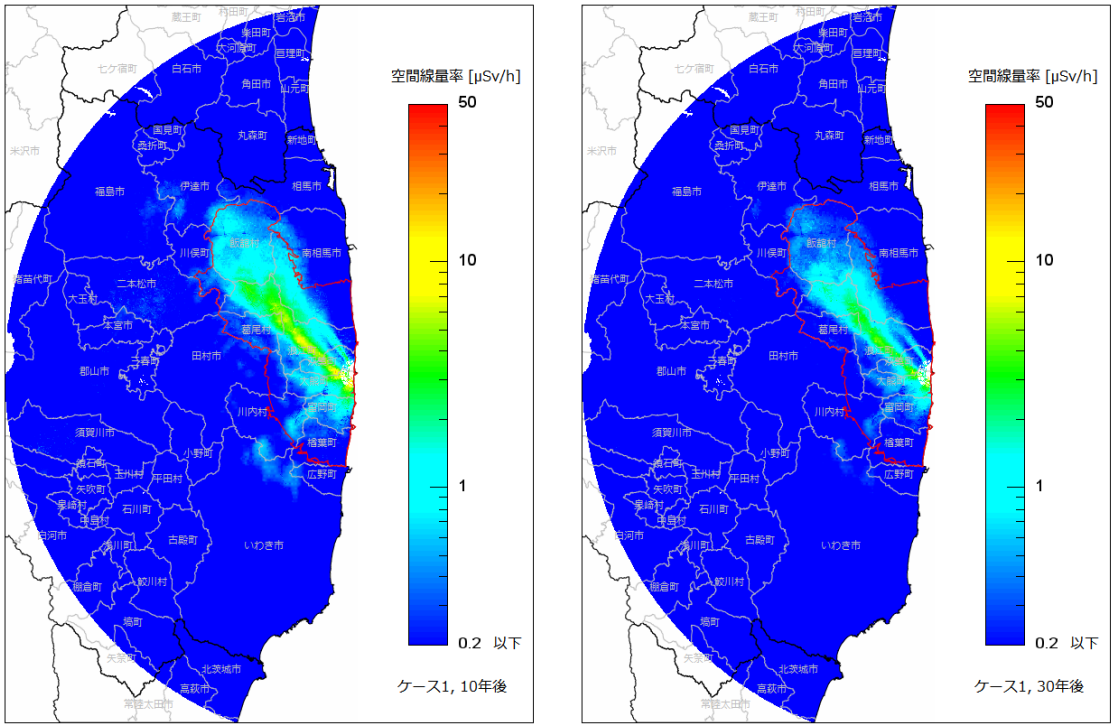


図 1 空間線量率の分布状況予測結果（ケース 1）.

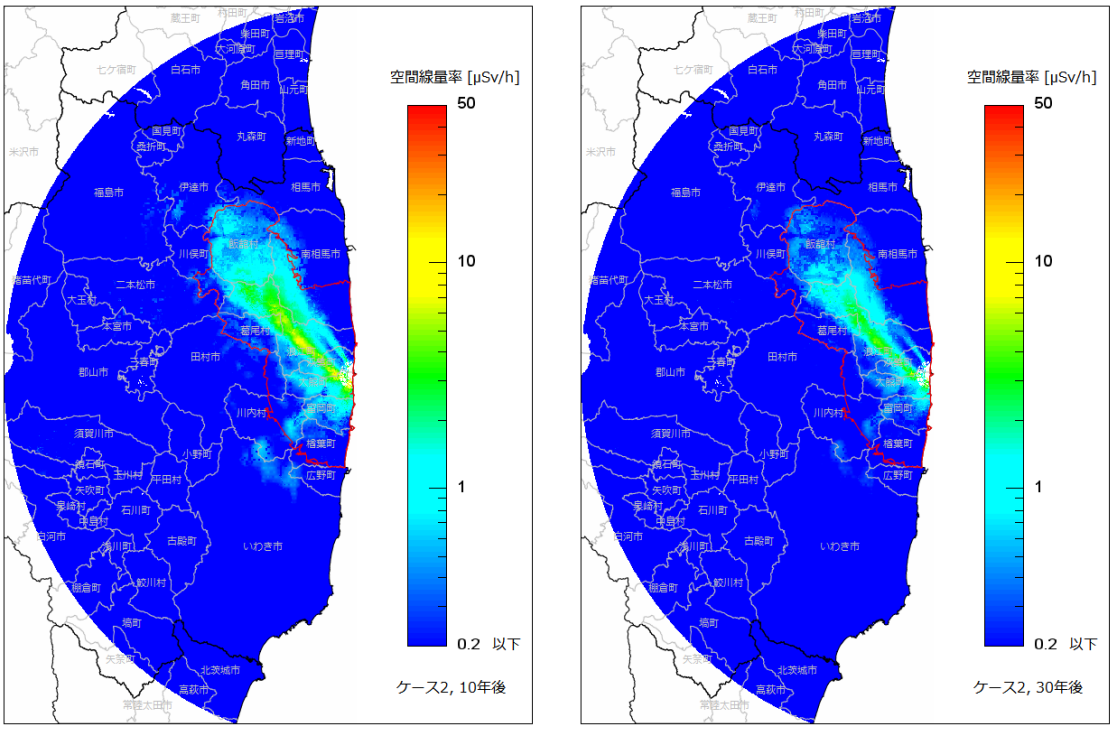


図 2　空間線量率の分布状況予測結果（ケース 2）.

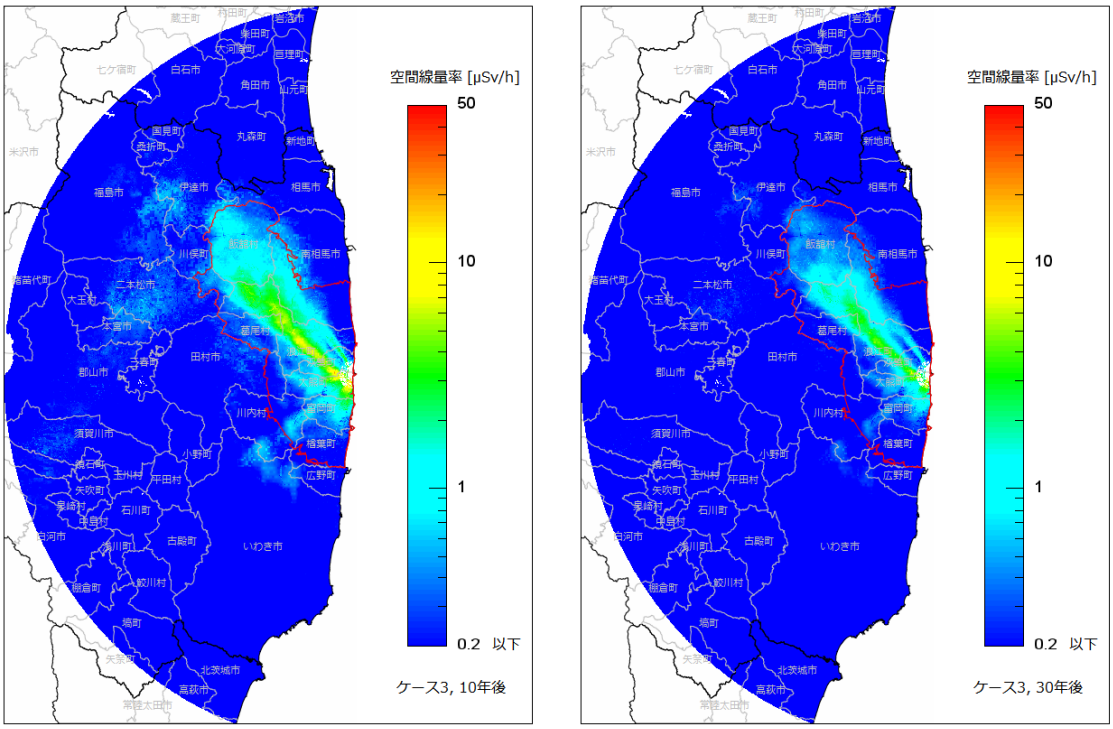


図 3　空間線量率の分布状況予測結果（ケース 3）.

4. 結言

福島第一原発から80km圏内を対象に，空間線量率の分布状況変化モデルを開発するとともに，福島第一原発事故後 30 年までの空間線量率分布を予測した。空間線量率の分布状況変化モデルは，環境半減期などのモデルパラメータを用いた計算により，避難指示区域内外それぞれの生活圏において空間線量率分布を簡便に推定することが可能であるため，福島復興に役立つと考える。なお，空間線量率分布の分布状況変化モデルは，今後新たな測定データ・知見が得られれば，その都度見直しを実施し，さらなる検討を加える。

謝辞

本調査内容は，平成 26 年度原子力規制庁の放射性物質測定調査委託費(東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発)事業の一環として実施したものである。空間線量率の将来予測図は，原子力機構が当該委託業務を実施する中で得た知見をもとに作成したものである。

参考文献

(1) 日本原子力研究開発機構，平成 24 年度放射能測定調査委託事業「福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の長期的影響把握手法の確立」成果報告書(2013)，
http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry05.html

(2) 日本原子力研究開発機構，平成 25 年度原子力規制庁委託事業「東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の長期的影響把握手法の確立事業」成果報告書(2014)，
http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry06.html

(3) 日本原子力研究開発機構，平成 26 年度原子力規制庁委託事業「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発」成果報告書(2015)，
http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry07.html

保健物理・環境科学部会セッション「30～40 年後の福島の将来像」

(3) 被災した家畜や野生動物の線量評価と影響

(3) Dosimetry and Assessment of Health Effects of Domestic and Wild Animals

*福本　学[1], 鈴木　正敏[1], 漆原　佑介[1,2], 被災動物包括的線量評価グループ

[1]東北大学, [2]放射線医学総合研究所

はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（福島原発）において核燃料のメルトダウンと水素爆発によって大量の人工放射性物質が環境中へ放出され、ヒトと生態系への悪影響が懸念されている。放射線による人体影響のゴールドスタンダードは広島・長崎の原爆被爆者に関する疫学データである。そこから得られている多くの科学的知見の中で特筆されることは、「ヒトにおいて 100 mGy 以下の被ばくでの有害事象と放射線による遺伝影響は検出されない」である。しかし、この疫学データは、１回の急性外部被ばくによる人体影響である。福島原発事故以降に問題となっているのは、微量の放射性物質による長期にわたる被ばくであり、内部被ばくと、環境中に残留した放射性セシウムによる外部被ばくによる健康障害である。チェルノブイリ事故後、放射性ヨウ素によるとされる小児甲状腺がんの増加が報告されているため、福島原発事故でも特に甲状腺がんのリスク上昇が危惧されている。長期・微量の放射性物質による動物を含めた生体影響の実験は極めて困難である。福島原発事故の特徴は、世界最先端の科学的水準で情報公開が自由な我が国で起きたことである。このような状況を踏まえて、原発事故によって飛散した放射性物質による長期被ばくのヒトへの影響を知ることを目的として、「被災動物の包括的線量評価事業」を立ち上げ、活動を継続している。現在までに、福島原発事故によって設定された旧警戒区域（半径 20km 圏）内外の家畜とニホンザルについてアーカイブを構築し、放射性物質の同定と放射能濃度の計測、そして環境放射線のモニタリングから動物個体と臓器別の線量評価と生物学的変化の検索を行っている。

今まで得られた結果

2014 年 10 月時点において、福島県のウシ約 300 頭、ブタ約 60 頭分の試料を収集・保管している。これらの試料を用いた解析によって、ウシ血中・臓器中放射性物質と放射能濃度について(Fukuda et al. 2013)、ウシ精子形成、精巣に著変が確認されなかったこと（Yamashiro et al. 2013）について各々報告している。さらに旧警戒区域内の家畜末梢血中のストレス関連物質が原発事故に無関係な群に比べて有意な変化を観察した（漆原ら）。現在、ウシに汚染稲わら給与実験を行い放射性セシウムの動態解析を行っている（鈴木ら）。ウシでの遺伝影響解析も開始した（山城ら）。2016 年 1 月末日までに約 300 頭の野生ニホンザルからのサンプリングを行っている。サルでは、放射性物質としてセシウムのみが検出されており、臓器沈着量は今だに高く、家畜同様に骨格筋に最高であった。血中放射性セシウム濃度と末梢白血球数に明確な相関は確認されていない。

これから

福島原発事故よりも遥かに多量の放射性物質が飛散したチェルノブイリ事故でも、事故発生後５年くらいしてから甲状腺がんの発症が顕性となってきたことを考えると、野生生物の調査研究と線量評価はこれからが本格化すべき時期であることは明らかである。

---

*Manabu Fukumoto[1], Masatoshi Suzuki[1], Yusuke Urushihara[1,2], Study Group for Comprehensive Dose Evaluation

[1]Tohoku Univ., [2]Natl Inst of Radiat Res Lab.

Planning Lecture (Open to public) | Technical divison and Network Session | Social and Environmental Division

[TN11] Unsettled Issues of Japanese Nuclear Community:

The Role of AESJ to Fulfill

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)

Mon. Mar 28, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[TN1101] (1)Discussion on the Unsettled Issues of Japanese Nuclear Community

＊Muneo Morokuzu[1] （1.PONPO）

[TN1102] (2)Q&A Session

©Atomic Energy Society of Japan

社会環境部会セッション「原子力界の未解決問題 —原子力学会が果たすべき役割」

原子力界が抱える積み残し課題とその論点

Discussion on the Unsettled Issues of Japanese Nuclear Community

*諸葛　宗男[1]

[1]パブリック・アウトリーチ

1. はじめに

3.11 の反省とこれまでの原子力界の在り方をあらためて考え合わせると、国民の福祉の維持向上を目的として、原子力の平和利用を進めていく上で、原子力界として解決しなければならないいくつかの重要な問題がある。本企画ではそれらの問題群の一端を整理して提示し、その解決へ向けた議論の足がかりを提供する契機とするとともに、原子力学会が果たすべき役割を考える。具体的には下記のような問題群を想定している。

2. 未解決問題群

- 安全神話

24 年前に原子力安全委員会が事故発生を想定した対策を決定したのに実施されなかったのはなぜか。

事故前に事故は起きない、とする安全神話が蔓延していたと政府事故調に指摘された根本原因は何だったのか。

- 法体系、法整備の問題

いつになったら、AESJ が問題提起した我が国の安全基本原則と深層防護が明確化されるのか。

国際基準で一体化されている原子力防災と安全規制をいつまで別扱いし続けるのだろうか。

- 原子力をめぐる多様なステークホルダー間の調整回路の問題

規制が事業者の虜にされないための歯止めは「独立性」だけで十分なのか。

研究開発と事業推進と建設メーカーの調整は日本的「協議会」で本当に調整可能か。

- 原子力推進と規制との関係やあり方

推進側には自己改革能力はないのか。規制の勧告が出るまでなぜ誰も動かないのか。

いつになったら原子炉等規制法に放射線防護の要求を明記するのか。

- 日本の規制はどうすれば米国 NRC と同じような規制が出来るようになるのか

NRA はどうすれば米国 NRC のように事業者の実務的指導が行えるようになるのか。

NRA はいつまで形骸化した３階建て検査を続け、いつになったらリスクベース規制に転換するのだろうか。

- 高レベル放射性廃棄物をめぐる問題

国の安全基準がないまま、立地選定を続けることは国民の理解が得られるのだろうか。

- 新設炉の安全性

どのメーカーも既設炉よりも安全性を大幅に改善した新設炉を海外で提案している。

我が国では新設炉に関する議論が皆無に近いが、事故経験国として新設炉への提言をすべきでないだろうか。

3. 今回取り上げるテーマ

社会・環境部会は国民の多くが疑問を抱いているこれらの問題を座視するのではなく、積極的に解決を促す役割を果たしたい。春の大会では積み残された重要課題の抽出と、論点を提示し、その皮切りとして、国民の関心が最も高いと考えられる「安全神話」問題を取り上げる。今後は提起した課題を順次、焦点化していく予定である。

*Muneo Morokuzu[1]

[1] Public Outreach (PONPO)

(Mon. Mar 28, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[TN1102] (2)Q&A Session

3.11から5年余を経たが、原子力界として解決しなければならないいくつかの重要な問題が引き続き存在している。本部会では原子力界と社会の関わり、社会のなかの原子力界という観点からそうした課題の特定と解決に取り組んできた。本セッションではそれらの問題群を当部会の諸葛部会長が整理して提示し、その解決へ向けた議論の足がかりを提供する契機とするとともに、原子力学会が果たすべき役割を考える。具体的には、「安全神話」「法体系・法整備の問題」「ステークホルダー間の調整回路の問題」「原子力推進と規制の関係」「規制能力の向上」「高レベル放射性廃棄物問題」「新設炉の安全性への貢献」などを取り上げる。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture (Open to public) | Board and Committee | Gender Equality Committee

[BC06] Improvement of technologies and safety engendered by diversity

-exchange of ideas between women researchers and engineers-

Chair: Chikako Iwaki (Toshiba)

Mon. Mar 28, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

[BC0601] (1)Getting involved with local residents through investigation and measurement in affected areas

＊Hiroko Yoshida[1] （1.Tohoku Univ.）

[BC0602] (2)Probabilistic Risk Assessment and continuous improvement of the plant safety

＊Keiko Chitose[1] （1.MHI）

©Atomic Energy Society of Japan

男女共同参画委員会セッション

多様性がもたらす技術と安全性の向上
－女性現場実務者及び女性研究者達の意見交換－

Improvement of technologies and safety engendered by diversity
-exchange of ideas between women researchers and engineers-

＊吉田浩子[1]，＊千歳敬子[2]
[1]東北大学，[2]三菱重工業

１．企画セッションの趣旨

男女共同参画委員会では女性会員増に向けた各種の取組を進めてきたが、本会の女性比率は約 4%（2015 年９月末現在）と依然少ない現状がある。ここで、委員会における議論の中で「原子力や放射線の現場では意外に女性が多い。彼女らが学会に参画しないのはなぜか？」という指摘がなされ、2015 年秋の大会における本委員会の企画セッションでは２人の現場実務者を講師として招聘し、東北大震災発生直後の発電所での対応やその後の安全対策等、実体験に基づく重要な知見を聞くことができた。招聘した講師は本会非会員であったが、その背景に「学会は研究者が成果を発表する所と思っていた」ということが聞かれた一方で、「同じような職務に従事する女性達とのネットワークを拡大したい」との希望も聞かれた。

本セッションではこのような前回の企画セッションの結果も踏まえて、技術や安全性の向上のためには、今後の両者の協働が重要ではないかとの問題提起を行うものとする。

このような趣旨に添い、今回は、研究者及び技術者双方の立場からご講演頂き、終了後の意見交換を通じて、多様性が活かされるような学会においての、女性の活躍促進や女性比率の今後の改善のために必要な学会の在り方について探るものとする。

なお、予定している講演者は以下の２名である。

講演１．原発事故被災地域での調査・測定を通した地域住民との関わり（東北大学　吉田浩子氏）

放射線を測定することがこれほど一般に広く行われるようになったことは、日本ではかつてなかったのではないか。福島第一原発事故後、原発被災地では放射線を測ることが日常の風景になっている。小学校の校庭にはモニタリングポストが設置され、スーパーマーケットでは「放射能検査ずみ」の食品がならんでいる。事故が起きて間もない頃から、国や自治体から提供されるデータだけではなく、住民自身が放射線の測り方を学び、自ら測りたいという地域が出てきた。宮城県丸森町筆甫もその一つである。宮城県の最南端の丸森町。その中でも最も南に位置し、福島県と県境を接している。現在も避難が続く福島県飯舘村から北に 10ｋｍ程度しか離れていないため、事故の影響は大きかったが、福島県外ということで健康調査や被ばく線量のモニタリングなど国や自治体による対応が十分にはなされなかった。調査にたびたび訪れていた我々は、どうにか自分たちでせめて子どもたちの被ばく線量を測りたいという住民の相談を受け、事故の年の 9 月からバッジ型線量計による住民の被ばく線量測定を開始した。バッジの配布、回収、読み取りは、筆甫の住民が担当した。「大丈夫」、「問題ない」を連呼する専門家に不信感を募らせている状況において、住民が活動に主体的に関わり、自身の手で自らのそして家族の被ばく線量を測定し、数値を確かめていくことは事故の影響が続く中で、地に足をつけて生活を立て直すために重要であると考えたうえでの態勢作りであった。計測手法や数値解析などを我々がサポートする形での協働は事故から 5 年が経過した現在も続いている。

事故後に否応なく現場対応を任された自治体の職員、保健師や学校の先生など放射線・原子力を専門としない方々に専門家集団である我々学会員は何ができるのか、という問いがこれまでも繰り返してなされてきた。学会に座して、中からだけ見ていては、答えはなかなか得られないように思う。今後も長く続く現存被ばく状況において、専門家や学会が住民と協働する機会や場面はいくらでもあるのではないだろうか。

講演2 確率論的リスク評価(PRA)と継続的なプラントの安全性向上(三菱重工業 千歳敬子氏)

福島第一事故後に、大きく変わったことの一つが PRA の位置づけである。従来は、定期安全レビューの一環として事業者の自主保安の位置づけで実施されていたが、新規制基準の下では、重大事故等対策の有効性評価の中で、事故シーケンスグループの選定に際して、PRA の実施が求められている。また、新たに導入された「安全性向上評価」制度では、レベル 1PRA 及びレベル 2 PRA を内部事象及び外部事象を対象に実施することが求められている。PRA はプラントのリスクプロファイルの把握や、リスク要因の分析に基づく対策検討に最も有効な技術の一つである。今後 PRA を活用し、プラントの安全性を継続的に向上させるため、①PRA 実施のためのツール整備や教育、②評価精度向上に向けた PRA 技術開発、③リスクコミュニケーションツールとしての期待等、PRA 実施現場の状況を報告する。

*Hiroko YOSHIDA[1] and Keiko CHITOSE[2]

[1]Tohoku Univ., [2] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd

男女共同参画委員会セッション

多様性がもたらす技術と安全性の向上
－女性現場実務者及び女性研究者達の意見交換－

Improvement of technologies and safety engendered by diversity
-exchange of ideas between women researchers and engineers-

＊吉田浩子[1]，＊千歳敬子[2]
[1]東北大学，[2]三菱重工業

１．企画セッションの趣旨

男女共同参画委員会では女性会員増に向けた各種の取組を進めてきたが、本会の女性比率は約 4%（2015 年９月末現在）と依然少ない現状がある。ここで、委員会における議論の中で「原子力や放射線の現場では意外に女性が多い。彼女らが学会に参画しないのはなぜか？」という指摘がなされ、2015 年秋の大会における本委員会の企画セッションでは２人の現場実務者を講師として招聘し、東北大震災発生直後の発電所での対応やその後の安全対策等、実体験に基づく重要な知見を聞くことができた。招聘した講師は本会非会員であったが、その背景に「学会は研究者が成果を発表する所と思っていた」ということが聞かれた一方で、「同じような職務に従事する女性達とのネットワークを拡大したい」との希望も聞かれた。

本セッションではこのような前回の企画セッションの結果も踏まえて、技術や安全性の向上のためには、今後の両者の協働が重要ではないかとの問題提起を行うものとする。

このような趣旨に添い、今回は、研究者及び技術者双方の立場からご講演頂き、終了後の意見交換を通じて、多様性が活かされるような学会においての、女性の活躍促進や女性比率の今後の改善のために必要な学会の在り方について探るものとする。

なお、予定している講演者は以下の２名である。

講演１．原発事故被災地域での調査・測定を通した地域住民との関わり（東北大学　吉田浩子氏）

放射線を測定することがこれほど一般に広く行われるようになったことは、日本ではかつてなかったのではないか。福島第一原発事故後、原発被災地では放射線を測ることが日常の風景になっている。小学校の校庭にはモニタリングポストが設置され、スーパーマーケットでは「放射能検査ずみ」の食品がならんでいる。事故が起きて間もない頃から、国や自治体から提供されるデータだけではなく、住民自身が放射線の測り方を学び、自ら測りたいという地域が出てきた。宮城県丸森町筆甫もその一つである。宮城県の最南端の丸森町。その中でも最も南に位置し、福島県と県境を接している。現在も避難が続く福島県飯舘村から北に 10ｋｍ程度しか離れていないため、事故の影響は大きかったが、福島県外ということで健康調査や被ばく線量のモニタリングなど国や自治体による対応が十分にはなされなかった。調査にたびたび訪れていた我々は、どうにか自分たちでせめて子どもたちの被ばく線量を測りたいという住民の相談を受け、事故の年の 9 月からバッジ型線量計による住民の被ばく線量測定を開始した。バッジの配布、回収、読み取りは、筆甫の住民が担当した。「大丈夫」、「問題ない」を連呼する専門家に不信感を募らせている状況において、住民が活動に主体的に関わり、自身の手で自らのそして家族の被ばく線量を測定し、数値を確かめていくことは事故の影響が続く中で、地に足をつけて生活を立て直すために重要であると考えたうえでの態勢作りであった。計測手法や数値解析などを我々がサポートする形での協働は事故から 5 年が経過した現在も続いている。

事故後に否応なく現場対応を任された自治体の職員、保健師や学校の先生など放射線・原子力を専門としない方々に専門家集団である我々学会員は何ができるのか、という問いがこれまでも繰り返してなされてきた。学会に座して、中からだけ見ていては、答えはなかなか得られないように思う。今後も長く続く現存被ばく状況において、専門家や学会が住民と協働する機会や場面はいくらでもあるのではないだろうか。

講演2 確率論的リスク評価（PRA）と継続的なプラントの安全性向上（三菱重工業 千歳敬子氏）

福島第一事故後に、大きく変わったことの一つが PRA の位置づけである。従来は、定期安全レビューの一環として事業者の自主保安の位置づけで実施されていたが、新規制基準の下では、重大事故等対策の有効性評価の中で、事故シーケンスグループの選定に際して、PRA の実施が求められている。また、新たに導入された「安全性向上評価」制度では、レベル 1PRA 及びレベル２PRA を内部事象及び外部事象を対象に実施することが求められている。PRA はプラントのリスクプロファイルの把握や、リスク要因の分析に基づく対策検討に最も有効な技術の一つである。今後 PRA を活用し、プラントの安全性を継続的に向上させるため、①PRA 実施のためのツール整備や教育、②評価精度向上に向けた PRA 技術開発、③リスクコミュニケーションツールとしての期待等、PRA 実施現場の状況を報告する。

*Hiroko YOSHIDA[1] and Keiko CHITOSE[2]

[1]Tohoku Univ., [2] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd

Planning Lecture (Open to public) | Technical divison and Network Session | Senior Network (SNW)

[TN15] Why is the reintegration of nuclear energy late? Let's continue the communication and discussion!

Chair: Katsunori Abe (SNW Tohoku, Prof. Emeritus of Tohoku Univ. and Hachinohe Inst. of Tech.)
Mon. Mar 28, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[TN1501] (1)To clear misunderstanding radiation-risk and proposal on radiation policy
＊Masayosi Kawai[1] （1.SNW of AESJ, Prof. Emeritus of KEK）

[TN1502] (2)Communication by Discussion in Tohoku Area ! Between Senior Network and Students Especially in Nuclear Energy
＊Toshikazu Yano[1] （1.SNW Tohoku, SNW of AESJ）

[TN1503] (3)Communication by Discussion in Hachinohe Institute of Technology between Students and Senior Network
＊Manabu Sato[1] （1.Hachinohe Inst. of Technol.）

[TN1504] (4)Nuclear Education in Tohoku University
＊Noritaka Yusa[1] （1.Tohoku Univ.）

[TN1505] (5)Nuclear Manpower Development of National Institute of Technology, Fukushima College
＊Shigekazu Suzuki[1] （1.National Inst. of Tech., Fukushima College）

©Atomic Energy Society of Japan

SNW セッション「原子力の復興は何故遅れているのか？　対話を進めよう！」

（1）放射線の呪縛から脱出と提案

(1) To clear misunderstanding radiation risk and proposal on the radiation policy

*川合 將義[1]

[1]SNW, [1]KEK

福島における原発事故以降、放射線について 1 ㎜Sv/y の基準に囚われている。その呪縛から脱出するため、そのリスクが十分に低いことを示し、食品の基準も国際標準に改正すること、中間貯蔵施設の矮小化について提言する。

キーワード：福島、環境放射能、低線量被ばく、1 mSv/y、リスク、除染、食品基準、中間貯蔵施設

1. 緒言　2011 年 3 月の東京電力福島第一原子力発電所事故後、放射性セシウムによる年間の放射線追加被ばく 1 mSv（ミリシーベルト）が半ば基準として捉えられ、それを超える土地を対象とする除染政策が打ち出された。それに沿った除染が行われているが、原発周辺の避難指示が解除された市町村での住民の帰還が進んでいない。世界一厳しい食品の基準で、却って福島産の農漁業産物に対する風評被害や輸入規制が起きた。さらに、大量に発生した除染廃棄物の保管のための中間貯蔵施設の建造が遅れている。それらの問題を除くための政策について提言する。

2. 放射線ひばく 1 mSv/y のリスクの評価と除染基準の適正化

先ず、放射線被ばくのリスクを交通事故死のリスクと比較する。交通事故死は 10 万人当りの死者数で、放射線の影響は生涯死亡率の増加で表されているので単位をそろえる。生涯死亡率は、概ね平衡状態にあると考え、その年の死者数の割合で計算する。2008 年の統計に基づいた結果を表 1 に示す。

表1 2008年統計に基づくリスク評価結果　(放射線影響部会のサイエンスポータル第225号より)

死因	死亡率		生涯死亡率
	10万人当り死者数	10万人当り割合（リスク係数）	
悪性新生物質（がん）	270.1人	2.7×10^{-3}	30.12%
交通事故	5.9人	5.9×10^{-5}	0.66%
100mSv被ばくによるがん死亡増加	4.5人*	4.5×10^{-5}	0.5%

* 2008年全死者数90万人に0.5%を乗じた数を全人口1億人として算出

広島・長崎原爆被爆者疫学調査による被ばく 100mSv によるがん死亡率 0.5%は、交通事故死の 0.66%とほぼ同等である。2008 年の全死者数約 90 万人から評価したリスク係数は、4.5×10^{-5}である。そして、1 mSv/y の被ばくのリスク係数は、100 分の 1 の 4.5×10^{-7} である。即ち、「1 mSv/y のリスクは交通事故死より 2 桁低い」と言える。

1 mSv/y は、日本の自然放射線による年間被ばく量 2.1 mSv/y やヨーロッパ諸国の 2 - 4.5 mSv/ｙの半分以下である。自然放射線被ばくの違いでがんによる死亡率の差は見られない。現在の除染基準は低すぎて、国費が掛かり過ぎと言え、5mSv/年の基準が現実的だった。被ばくを過度に恐れての生活から来るストレスのリスクもある。

3. 食品の基準の国際標準化　食品の基準は、食品衛生法に基づけば国民の健康を守るために科学的、公正かつ国民の合意のもとに決められる。2011 年に事故直後に食品の汚染が見つかり、体内被ばく年間 5mSv とした暫定基準値(500Bq/kg)が出された。一方、出荷制限によって市場の食品の汚染率は急速に下がった。そこで、11 月に年間 1mSv 以下を目標とする基準が諮問された。この時、市場での食品の汚染率は、コーデックス委員会が推奨する 10%より低く、一般食品は国際基準の 1000Bq/kg でも良かったが、汚染率 50%の仮定で 100Bq/kg の基準が決められた。その結果、福島産の食品への風評被害が起きた。また、海外では、日本食品の多くが汚染されていると誤解されて、輸入規制や食品検査、産地証明の義務づけが行われた。これらの問題は、若干改善しつあるが、これを除くには、食品基準の国際標準化、汚染状況の説明、食品のリスクコミュニケーションを強力に進めることである。

4. 中間貯蔵施設の適正化　除染の基準が 1mSv/y に取られたことで、除染廃棄物の量が非常に増加した。そのため、中間貯蔵施設も大規模化せざるを得ない。日本の土地には粘土が多く含まれており、放射性セシウムは、粘土を構成する結晶に強く吸着され、雨水には溶け出さないことが分かっている。そのことを考慮して、廃棄土は泥水として流出しない形での分散保管、例えば地中埋設で、放射線問題解消と中間貯蔵施設の規模縮小が可能である。

*Masayoshi KAWAI[1]

[1]Senior Network(SNW) , [1]High Energy Accelerator Research Organization(KEK)

SNW セッション「原子力の復興は何故遅れているのか？　対話を進めよう！」

（2）SNW と原子力、東北で対話！

(2) Communication by Discussion in Tohoku Area!
Between Senior Network and Students, Especially in Nuclear Energy

*矢野　歳和 [1]

[1] SNW(シニアネットワーク)東北，SNW(AESJ)

1. 緒言　原子力は我が国のエネルギーセキュリティと温暖化ガス削減実現に必要不可欠なエネルギー源である。2016 春の大会の仙台開催を機会に、東北地区で実施したシニアと学生や一般の方々との対話の活動を「原子力の復興は何故遅れているのか？対話を進めよう！」のタイトルでシニアネットワーク（Senior Network: SNW）の活動を紹介し、原子力が抱える問題点と現状を議論する。

2. 原子力の現状と課題　東日本大震災後 5 年が経過するが原子炉の再稼働は一部に過ぎず、新潟を含む東北地区は原子力発電所が停止したままである。また現状は原子力比率を抑えるエネルギー政策を進めつつあり、エネルギーセキュリティと温暖化ガス削減に明確な回答を出さず先送りの風潮が顕著である。

3. SNW の活動　日本原子力学会 SNW 連絡会 [1)] は 2006 年 5 月に設立され、原子力の将来に関して世代を越えた対話と啓発および支援を推進してきた。また最近では NHK スペシャルの誤報に対し事実に基づく反証を行い、偏った報道姿勢に抗議して訂正を要求し、リベラルな報道を求めている。

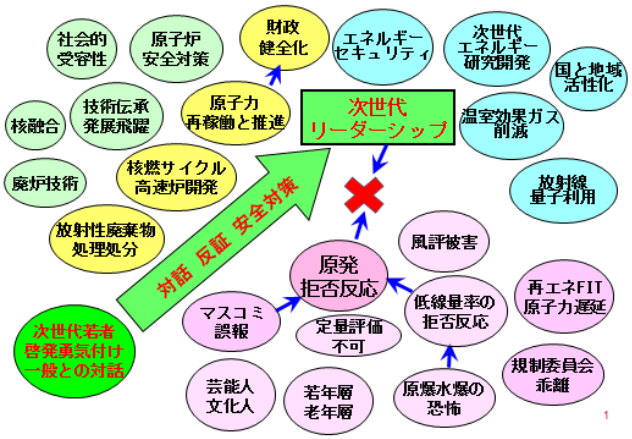


図１　原子力を取り巻く状況

4. SNW 東北の活動　SNW 東北 [2)] は原子力学会の SNW の理念に呼応して 2008 年 12 月に東北で設立され、SNW の東北地区での活動を支えるとともに独自に地区の大学や一般の方を対象に活動を行っている。

5. 問題点の抽出　日本のエネルギーセキュリティ、温室効果ガス削減、国と地域経済の活性化にとって原子力は重要なエネルギー源である。図 1 と 2 に示すように、活動で得た実感はエネルギーが国民の生活と安全に直結し、エネルギー戦略は総合的に考える必要があること、問題点は原爆と低放射線量の強引な結合により放射線への恐怖心を煽り原子力反対の気分が作られたこと、マスコミ情報は全て正しいという無批判で一方的な情報受信などがある。

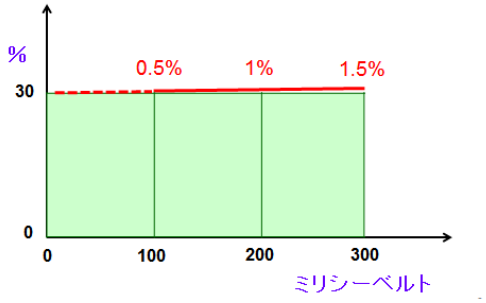


図２　放射線によるがんの増加 [3)]

6. 結言　原子力は新しい時代のエネルギーの基本であり、現状は膨大な設備資産が眠った状態で国民の富の重大な損失がある。エネルギーセキュリティ、温室効果ガス削減および国と地域経済の活性化のため、安全な原子力推進と核燃サイクルの確立の基本政策は揺らぐことなく次世代に引継ぐ必要がある。今後は東日本大震災と原子炉事故を乗り越え、新しい世代が自信を持ち原子力利用を進めて頂きたい。

参考　1) http://www.aesj.or.jp/~snw/　2) http://www.snwtohoku.jp/　3)http://www.nirs.go.jp/information/qa/qa.php

*Toshikazu Yano[1]
[1]Senior Network(SNW) Tohoku, SNW of AESJ

SNW セッション「原子力の復興は何故遅れているのか？　対話を進めよう！」

(3) 学生との対話と地域の課題 「八戸工大における学生とシニアとの対話」

(3) Dialogue between students and senior in Hachinohe Institute of Technology

*佐藤　学[1]

[1]八戸工業大学

1. はじめに

八戸工業大学は，1972 年に開学し「良き技術は，良き人格から生まれる」という教育理念を掲げている．「良き職業人となるためには，高度な専門知識とともに豊かな人間性と総合的な判断力をもつ」ことが必要であることを意味している．学校法人としての出発点は，1956 年の八戸高等電波学校である．法人創立の契機となる要因として，青森県南部地域の水産業において無線通信技術者の養成を急務とする地域社会の強い要望があったことがある．現在，青森県には原子燃料サイクル事業所をはじめとする各種原子力プラントや関連研究機関が集中し立地している．八戸工業大学の原子力基礎教育は，このような地域における原子力産業に対する人材育成およびこれらの技術開発など地域課題に密着して活動を行っている．

2. 原子力基礎教育

八戸工業大学では，原子力基礎教育を行う学科横断型の「原子力工学コース」カリキュラムを 2009 年度から設けている．学生の，(1) 原子力への関心、理解、知識の高揚，(2) 原子力関連分野への従事意欲の涵養を目的としている． 1 年生で「原子力エネルギー」，2 年生で「放射線の利用」の講義を開講し，放射線の基礎・原子力発電・核融合開発・放射線利用・放射線管理に関する講義を行っている．工学部 1 年生 2 年生の半数以上の 150 名程度が履修している．3 年生では「原子力体感研修」により地域にある原子力の現場を学ぶ．4 年生で「原子燃料サイクル・安全工学」として地域の専門家による講義を行う．さらに各学科で原子力・放射線と各学科の専門科目との関連を学ぶ．この原子力基礎教育は「原子力関連科目連絡会議」を構成し実施している．工学部各学科，すなわち，機械情報技術学科，電気電子システム学科，システム情報工学科，バイオ環境工学科，土木建築工学科から 1 名ずつの他、原子力研究教育担当の 2 名からなり，学科横断型であることから必要に応じて社会連携学術推進室のサポートも受けている．

3. 学生とシニアとの対話

八戸工業大学での学生とシニアとの対話は 2005 年に最初に実施されている．継続的に実施され，今年度は 10 回目となった．「原子力工学コース」を設置してからは，「原子力体感研修」後の主に 3 年生が参加している．「原子力体感研修」は，50 名程度が履修し，夏期研修（青森県東通・むつ地域，2 泊 3 日）で，原子力発電所のしくみと運転に関する研修・発電所の建設に関する研修および研究開発として原子力船開発と加速器質量分析についての研修を行っている．さらに，秋期研修（青森県六ヶ所地域，2 泊 3 日）で，原子燃料サイクルのしくみと運転に関する研修・放射線管理とメンテナンスに関する研修および研究開発として核融合研究と環境放射線研究についての研修を行っている．また，夏期には東北電力株式会社東通原子力発電所または青森日揮プランテック株式会社での 5 日間のインターンシップも実施している．原子力発電所での業務は協力会社の役割も含め体験研修している．原子燃料サイクル施設のメンテナンスに関わる青森日揮プランテックでのインターンシップでは種々の作業安全の体験や非破壊検査についての体験研修も実施している．現場技術者と小グループでの懇談で，自ら学んでいる工学技術と原子力産業の関わり

を感じたり，卒業生との懇談で自らの社会貢献の形を実感したりしていることが研修後のアンケートなどからも知ることができる．

学生とシニアとの対話に参加する「原子力体感研修」後の学生は，原子力工学を専門として学んでいる学生とは異なっており，原子力を学ばない学生とも異なっている．事前の技術者や卒業生との小グループでの懇談を含む現場での研修を経験した学生は，身近に自らの社会貢献の現場として原子力産業を認識していることの影響あるいは効果が，この差異を生じていると考えている．また，学生とシニアとの対話などの原子力基礎教育の活動が，地元新聞紙でしばしば報道されていることも原子力関連施設が集中し立地している地域性を反映している．

原子力シニアとの対話は，卒業後の進路決定する時期である学生の選択にも影響を与えている．原子力や放射線に関連した産業への興味が高まった場合であっても，学生にとっては具体的な関連企業は必ずしも明確でない．原子力シニアとの対話によって具体的な企業を知り進路を決定した例もあったことが，卒業生に対するフォローアップ調査によって明らかになっている．八戸工業大学における原子力基礎教育の目的である学生の原子力関連分野への従事意欲の涵養に対して，学生とシニアとの対話は，その実現にも役立っている．原子力シニアとの対話に参加した学生のうち，原子力や放射線との関わりを事業内容に含む「原子力関連企業」への就職率はおよそ 3 割強である．「原子力関連企業」は，地元企業にとどまらない．遠方の企業へ就職し，本社から地元の事業拠点に異動する場合もあった．父母、爺婆、子や孫の複数世代の住む地元での豊かな生活環境は，総合的な判断力の涵養に良き影響があると考えている．

一方，原子力に関連しない企業等への就職率は，したがって, 7 割近い．卒業生は，高校教員や自治体職員などを含め多方面で活躍する．八戸工業大学における原子力基礎教育の第一の目的である，学生の原子力への関心、理解、知識の高揚の点から重要であると考えている．原子力を専門として学んだ学生ではないが,「原子力体感研修」を通じて，原子力への関心、理解、知識は一定程度高まっている．シニアとの対話実施後のアンケートでは，原子力産業と自らの専門との関係を見出せたなど回答がある．現在は原子力に関連しない企業等においても，将来の関わりに繋がる可能性を示しているかもしれない．学生とシニアとの対話は，その研修の印象を振り返る機会として大変重要な役割を果たしている．

4. おわりに

ちょうど 60 周年を迎える法人創立の当初から地域社会の課題解決への期待を担って，良き職業人の育成を行ってきた．幅広い分野の技術者を要する原子力産業であり，豊かな人間性と総合的な判断力を有する人材育成が欠かせない．日本における原子力の黎明期から現在までの発展の歴史を知る原子力シニアと地域社会を担う若い学生が接する機会は，豊かな人間性の涵養にも効果があるにちがいないと思っている．世界のエネルギーを支える原子力であるので，地域社会の課題解決の視点だけではなく，いわば外の人との対話によって気づきをお互いに見つけることがあると思う．総合的な判断力を育む機会としても原子力シニアとの対話を今後も活用したい．

八戸工業大学での原子力基礎教育には，地域の事業者，自治体，研究機関からのご協力を頂いていることに深く感謝申し上げる．

*Manabu Satou[1]

[1]Hachinohe Institute of Technology

SNW セッション「原子力の復興は何故遅れているのか？　対話を進めよう！」

(4) 東北大学における原子力人材育成―高い意識を有した学生の輩出のために

(4) Nuclear Education in Tohoku University - for future global leaders in nuclear engineering

遊佐 訓孝 [1]

[1] 東北大学

1. 緒言

東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻/工学部機械知能・航空工学科量子サイエンスコース（以下「当専攻」とする）は、原子力エネルギーと放射線の高度利用を研究及び教育の柱とし、学部 3 年から修士（博士前期課程）2 年までの 4 年間を基本とした一貫した原子力教育を行っている。当専攻における教育カリキュラムは、炉物理、燃料、放射線、炉工学等の原子力工学を理解するための基幹学問は堅持しつつも、バックエンド、保全、共生活動等を早期に取り入れるなど、社会の要望を鑑みて改善が続けられてきた。本稿では、福島第一原子力発電所事故後改めてその重要性が認識されている、安全性、コミュニケーション能力、そして国際性に関しての教育カリキュラム向上のための取り組みについて概説する。

2. 教育カリキュラム向上のための取り組み

2-1. 原子炉安全性理解向上のための取り組み

原子力プラントの安全性に関する教育体制の強化のため、平成 25 年度より原子力国際人材育成イニシアチブ事業として「原子炉安全性向上に資する実践的教育システムの構築～シミュレーション技術を活用した横断型新世代原子力人材の育成」を実施中である。当該事業においては PC ベースのプラントシミュレーター、熱水力解析ソフトウェア、有限要素法解析ソフトウェア等を導入し、プラント全体及び各部の挙動についてのより深い理解のため、関連する講義及び実習においてそれらを積極的に活用している。

2-2. コミュニケーション能力向上のための取り組み

コミュニケーション能力向上のための教育というのは難しいものがあるが、自身と異なる立場の方々との交流がその一つであるとの考えのもと、上述の共生活動における出前授業への参加等、大学外の方々と交流する機会を数多く提供するように努めている。特に原子力学会シニアネットワークには毎年対話会を行っていただいており、親子以上に年齢の離れた方々と半日にわたって深い話ができるという機会には、参加学生にとっては単に自身の進路についての情報を得る以上の大きな効果があるものと考えている。

2-3. 国際性向上のための取り組み

当専攻内には少なからぬ留学生がおり、また留学もしくは国際学会に参加する学生の数も少なくはない。しかしながら、それらは所属研究室に大きく依存するのもまた確かでもあり、より広い国際交流の機会を提供することを目的として、当専攻は近年東アジア人材育成推進室を設置した。当該組織はその名のとおり今後我が国のエネルギーを考える際にますます重要性が高くなるアジア諸国との各種交流の促進を主たる目的としており、本年度はタイ国からの原子力学会会長を含む複数の原子力関係者の招へい、学生の当該地域における勉強会への派遣などを行った。

3. 結言

我が国、さらには世界のエネルギーに貢献しうる人材の輩出という使命の達成のため、当専攻においては原子力教育カリキュラムの継続的な高度化を行っている。お力添えをいただいている関係者の方々には改めて感謝申し上げるとともに、今後も変わらぬご支援をお願いする次第である。

Noritaka Yusa[1]

Tohoku Univ.

SNW セッション「原子力の復興は何故遅れているのか？　対話を進めよう！」

（5）福島高専における原子力人材育成事業

(5) Nuclear human resource development of National Inst. of Tech.

*鈴木 茂和[1]，實川 資朗[1]

[1]福島工業高等専門学校

1. 原子力人材育成事業の経緯

福島高専は東京電力福島第一，福島第二原子力発電所近くのいわき市に立地していることから，地域住民や学生の原子力産業への興味は比較的高かった．そのため，平成 19 年度に文部科学省の「原子力教授人材充実プログラム」への応募，採択をきっかけに原子力人材育成事業を開始した．その後，平成 21 年度には文部科学省の「原子力研究促進事業」の採択を受けて，京都大学エネルギー理工学研究所や福島第二原子力発電所での原子力体験型実習などを実施してきた．平成 22 年度には経済産業省の「原子力地域人材プログラム」の採択を受けて，これまでの実習を発展させて，大学や企業でのインターンシップに加えて，連続して原子力発電所立地自治体でのインターンシップなどの人材育成を行ってきた．

また，平成 22 年度には，全国の高専が独自に実施してきた原子力人材育成事業の連携を図り教育効果を高めるために，高専機構が中心となって全国 23 高専が参加する原子力人材育成事業を開始した．

しかしながら，平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災による福島第一原子力発電所事故によって，福島高専においては，原子力人材育成より廃炉に関する人材育成を重視しなければならない状況となった．

2. 現在の事業

2-1. 原子力人材育成事業

図 1 地層処分事業理解促進学習会

平成 27 年度に実施した主な原子力人材育成事業は，①高専機構「国立高等専門学校における原子力基礎工学分野での教育システムの確立」，②長岡技術科学大学「放射線利用施設を用いた実践的原子力技術者育成の高専・大学一貫教育」，③日本原子力発電株式会社「理工系大学生のための原子力発電現場技術教育」，④北海道大学「オープン教材の作成・活用による実践的原子力バックエンド教育」（以上，文部科学省国際原子力人材育成イニシアチブ），④京都大学エネルギー理工学研究所インターンシップ，⑤東京電力福島第二原子力発電所インターンシップ，⑥SNW による学生とシニアの対話会，⑦六ヶ所における地層処分事業理解促進学習会である．いずれの事業においても学生は興味を持って積極的に参加していた．

2-2. 廃炉に関する教育

平成 26 年度の廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム（文科省）の F/S 採択を受け，全国の高専間連携のための廃止措置人材育成高専等連携協議会（廃プロ高専協）を立ち上げると共に，廃炉創造学修プログラムの検討を行った．平成 27 年度の正式採択を受けて廃炉に関する授業（3 年生対象：廃炉と社会，4 年生対象：廃炉工学）を新規に開講し，インターンシップや卒業研究等を通じた人材育成を実施している．

2-2. まとめ

放射線や原子力発電所の安全な維持管理，廃棄物処理処分そして廃炉に興味を持った学生の育成を継続していきたい．

*Shigekazu Suzuki[1] and Shiro Jitsukawa[1]

[1]National Institute of Technology, Fukushima College.

Planning Lecture | Technical divison and Network Session | Operation and Power Division

[TN12] Various Efforts toward Restarting Operation of Unit 1 and 2 of Sendai Nuclear Power Station, and Technical and Institutional Issues of the Regulation for 40-year Operation of Nuclear Power Plants

Chair: Yoichiro Shimazu (Fukui Univ.)

Mon. Mar 28, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[TN1201] (1)Various Efforts toward Restarting Operation of Unit 1 and 2 of Sendai Nuclear Power Station

＊Kazutoshi Eto[1] （1.Kyushu Electric Power）

[TN1202] (2)Institutional Issues of the Regulation for 40-year Operation of Nuclear Power Plants

＊Yoshihiro Nishiwaki[1] （1.IAE）

[TN1203] (3)Technical Issues of the Regulation for 40-year Operation of Nuclear Power Plants

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

©Atomic Energy Society of Japan

原子力発電部会セッション
「原子力発電所の再稼働までの取り組み、並びに、40 年運転規制の技術的及び制度的課題について」

(1)川内原子力発電所 1, 2 号機の再稼働までの取り組みについて

(1) Various Efforts toward Restarting Operation of Unit 1 and 2 of Sendai Nuclear Power Station

江藤　和敏[1]
[1]九州電力(株)

1. はじめに

福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、平成 25 年 7 月に核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下、原子炉等規制法)の改正等により強化された原子力発電所の新規制基準が施行されたことから、当社は、原子力規制委員会(Nuclear Regulation Authority; NRA)に対し、川内原子力発電所 1、2 号機及び玄海原子力発電所 3、4 号機に関して、新規制基準への適合性確認のための「原子炉設置変更許可(基本設計)」、「工事計画認可(詳細設計)」、「保安規定変更認可(運用管理)」を一括して申請した。

数 10 回の審査会合、数 100 回のヒアリングを重ねた後、平成 26 年 9 月 10 日、NRA は、川内原子力発電所 1、2 号機について、原子炉設置変更を許可した。

その後、工事計画認可、保安規定変更認可、使用前検査等の手続きを踏んで行き、川内 1 号機が平成 27 年 9 月 10 日、川内 2 号機が 11 月 17 日に通常運転に復帰した。

本講演では、川内原子力発電所が再稼働を果たすまでの取組みについて概説する。

2. 新規制基準への適合

新規制基準においては、地震や津波などの共通の要因によって、原子力発電所の安全機能が一斉に失われることを防止するために、耐震・耐津波性能や自然現象の想定、電源の信頼性、冷却設備の性能などの設計基準が強化された。

また、設計基準の想定を超えるような、万一の重大事故が発生した場合に備え、可搬型設備などを活用した重大事故に備えた対策が新たに追加された。

2.1 重大事故を防止するために強化・新設した主な対策

(1) 地　震

- 発電所は、活断層がない地盤に設置していることを確認した。
- 基準地震動(発電所の建屋や機器の耐震安全性評価に用いる基準となる地震動)として、発電所周辺の活断層から想定される地震動(①)と、震源と活断層の関連付けが難しい過去の地震に基づく地震動(②)を設定した。
  - ① 発電所周辺の活断層による地震を厳しく評価し、540 ガルに設定
  - ② 国が示した過去に国内で発生した 16 地震のうち、北海道留萌支庁南部地震(2004 年)を考慮して、620 ガルを追加

(2) 津　波

- 琉球海溝のプレート間地震(Mw9.1)による津波の高さを海抜 5m 程度(取水口付近)と評価し、地震による地盤沈下や満潮位の変動なども考慮の上、発電所への最大遡上高さを海抜 6m 程度と想定し、対策を行った。
- 発電所の主要設備がある敷地は海抜約 13m であり、津波に対し十分な余裕があることを確認した。
- 海水ポンプエリア(海抜約 5m)の周辺に、防護壁(海抜約 15mm)を設置するとともに、津波の引き波時にも原子炉等の冷却に必要な海水を確保するための貯留堰を取水口前面に設置した。
- 更に、津波や漂流物に対する安全性を向上させるため、防護堤(海抜約 8m)を設置した。

(3) 火　山

- 発電所から半径 160km 圏内にある 39 火山を調査し、将来活動する可能性のある 14 火山の影響について評価した。
- 発電所運用期間中に、発電所への影響が最も大きい火山事象として、約 1.3 万年前に発生した桜島薩摩噴火規模の厚さ 15cm の火山灰を想定した対策を実施した。

Kazutoshi　ETO[1]
[1]Kyushu Electric Power Co., Inc.

・ カルデラの破局的噴火（噴出物量 100km^{3}以上）が発電所運用期間中に発生する可能性は、十分小さいと評価※)し、今後も可能性が十分小さいことを継続的に確認するため、火山活動をモニタリングする。

※） 桜島のある鹿児島地溝におけるカルデラの破局的噴火の活動間隔は約 9 万年であり、直近の破局的噴火は約 3 万年前である等

(4) 竜 巻
・ 日本で発生した過去最大の竜巻を考慮して、最大風速 100m/s の竜巻を想定した対策を実施した。
重要な屋外設備には飛来物の衝突を防止する防護ネットを設置
資材保管用コンテナは固縛等により飛散を防止

(5) 火 災
・ 火災を早期に感知・消火するため、安全上重要なポンプ等の設置エリアにおいて、検知方法の異なる火災感知器や自動消火設備を増設するなど、発電所構内の火災対策を強化した。

(6) 内部溢水
・ 配管やタンクの破損によって、安全上重要な設備が使用できなくなることがないよう、配管からの蒸気漏れを早期に検知して自動で止める設備や、浸水を防止する水密扉の設置など、内部溢水に対する防護対策を行った。

2.2 重大事故の発生に備え新設した主な対策

(1) 電源の多様化
・ 非常用ディーゼル発電機の燃料油貯蔵タンクの増設など、常設の電源設備を強化するとともに、外部電源及び常設の非常用電源が喪失した場合に備え、大容量空冷式発電機などを新たに設置するなど、電気を供給する手段を多様化した。

(2) 炉心損傷防止対策
・ 常設のポンプに加えて、可搬型のポンプ等を追加配備し、原子炉等の冷却手段を多様化した。
可搬型注入ポンプ（新設）による原子炉・蒸気発生器への注水
常設電動注入ポンプ（新設）による原子炉への注水
格納容器スプレイポンプ（機能追加）による原子炉への注水
移動式大容量ポンプ車（新設）による海水供給

(3) 格納容器破損防止対策
・ 格納容器スプレイポンプによる格納容器の冷却ができない場合に備え、冷却手段を多様化した。
常設電動注入ポンプ（新設）による格納容器スプレイ
可搬型注入ポンプ（新設）による格納容器スプレイ
移動式大容量ポンプ車（新設）による格納容器再循環ユニットへの海水供給
・ 水素爆発を防止するために、事故時に格納容器内に水素が発生した場合でも、水素の濃度を低減する対策を行った。
静的触媒式水素再結合装置（新設）
電気式水素燃焼装置（新設）

(4) 放射性物質の拡散抑制
・ 万が一、格納容器が破損したとしても、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、破損箇所へ放水する放水砲を配備するとともに、放水時に放射性物質を含んだ水が海洋へ拡散することを抑制するため、シルトフェンス（海中カーテン）を配備した。

(5) 指揮所等の支援機能の確保
・ 発電所構内の高台に、重大事故が発生した場合の現地対策本部として、耐震性を有し、通信設備等を備えた緊急時対策所を設置しました。

(6) 重大事故時等の対策の有効性
・ 新たに設置した設備や対策により、最も厳しい重大事故（炉心溶融が早く、格納容器内の圧力が高く推移するケース※)）が発生した場合でも格納容器は破損せず、放射性物質（^{137}Cs）の放出量は 7 日間で

5.6TBq になることを評価し、原子力規制委員会によって確認された。
- この放出量は、新規制基準の制限値 100TBq の約 18 分の 1（福島第一事故の約 1,800 分の 1）の水準である。

※） 全交流電源喪失とともに、原子炉冷却水が配管破断により大量に漏れ出る事故

3. 設置変更許可から再稼働を果たすまで

原子炉設置変更許可、工事計画認可、保安規定変更認可を一括申請したものの、設置変更許可申請書は、その後の審査会合での議論等を踏まえ、大幅な補正が加えられた後、許可された。

これに伴い、工事計画認可申請書、保安規定変更認可申請書にも、補正を加え、平成 27 年 3 月 18 日に 1 号機の工事計画が、5 月 22 日に 2 号機の工事計画が、5 月 27 日に保安規定変更が認可された。

その後、使用前検査に加え、施設定期検査、安全管理検査、溶接安全管理検査、保安検査を受検し、通常運転に復帰した。

また、世界原子力発電事業者協会（World Association of Nuclear Operators; WANO）及び原子力安全推進協会（Japan Nuclear Safety Institute; JANSI）の再稼働に関する支援を受けた。

3.1 工事計画認可

従前は、電気事業法に基づく規制だったが、新規制基準では原子炉等規制法の要求へと変更された。この際、従前から要求されている強度計算、耐震計算に加え、火災防護、溢水防護、竜巻等の自然現象への配慮に関する説明書等も必要となり計算書の種類が大幅に増えたこと、可搬設備や通信設備等、評価対象設備が増えたことにより、工事計画認可申請書の最終版は、1 号機が約 30,000 ページ、2 号機が約 29,000 ページとなり、建設工事のものに匹敵する膨大な量となった。

また、特に、認可実績のない評価手法に考慮すべき不確実さの扱い等に関し、原子力規制庁との合意に非常に多くの時間を要したことから、設置変更許可から工事計画認可までに半年以上を要することになった。

3.2 保安規定変更認可

内部溢水、地震、津波、竜巻及び火山（降灰）等の発生時の体制整備、火山活動のモニタリング等の体制、重大事故、大規模損壊発生時の体制整備等について追加記載し、認可を得た。

重大事故、大規模損壊発生時の体制として、52 名／班の宿直を編成し、夜間・休日でも速やかに対応できるよう、発電所内又は近傍に待機させている。

3.3 使用前検査

従前は、電気事業法に基づく規制だったが、新規制基準では原子炉等規制法の要求へと変更された。

法令の内容は、電気事業法で規制されていた従前と変わらないが、バックフィット規制であることから、新設設備のみならず、既設設備も使用前検査の対象となったこと、品質管理検査、基本設計方針検査の従前にはなかった NRA の内規に基づく検査が加わったことから、検査対応に非常に多くの時間と労力を費やす必要が生じ、玄海や本店から 100 名規模の検査応援者を川内に派遣したものの、工事計画認可から使用前検査合格までに約半年を要した。

3.4 その他の検査

使用前検査に加え、以下の NRA による検査・審査にも同時並行で対応した。
- 施設定期検査：いわゆる定期検査
- 定期安全管理審査：定期検査期間中に実施する事業者検査の体制に関する審査
- 溶接安全管理審査：溶接を行った際に実施する事業者検査の体制に関する審査
- 保安検査：保安規定の遵守状況に関する検査

原子炉起動前、プレスに公開された重大事故を想定した訓練は、安全上重要な行為に対する保安検査に新たに加えられた項目として実施されたもので、事故シナリオに対し定められた操作を定められた時間内に完了できるかが検査された。

3.5 長期停止を考慮した対応

4 年以上の長期停止を考慮し、再稼働の際には、以下の対策等を講じた。
- 発電所と本店の情報共有を強化した。
  - 毎朝、発電所、本店、東京支社でミーティングを実施した。
  - 出力上昇前には、CNO（Chief Nuclear Officer）も参加する検討会を発電所と本店とで実施した。
- 運転プラントの経験がない若手社員が増えていることから、以下の対策を講じた。
  - 川内の発電課長経験者を派遣し、ダブルチェックを行った。

- ベテラン運転員を川内に派遣し、若手のコーチを行った。
- タービンバランシング等により、起動工程が変更されることを考慮し、全ての運転当直班で、原子炉起動、発電機並列、出力上昇等のシミュレータ訓練を複数回実施した。
- 出力上昇に関する操作は、日勤の時間帯に計画した。

3.6 再起動時の運転経験

川内 1 号機では、電気出力 75%保持中に復水器細管からの海水混入が発生した。

この事象の概略は以下の通り。

- 電気出力 75％で調整運転を行っていた平成 27 年 8 月 20 日 14 時 19 分に、2 次系の復水ポンプ出口の電気伝導率高警報が発信した。
- 関連機器の調査を実施した結果、復水器#A ホットウェルの電気伝導率が上昇していることを確認するとともに、水質を分析した結果、微量な海水が混入したものと推定されたため、出力上昇を延期し、電気出力を 75％に保持した状態で、復水器#A 水室の点検を実施することとした。
- 調査結果により海水混入の原因として特定された細管 5 本、及び予防保全としてその周辺の細管を含む合計 69 本について施栓を実施した。

川内 2 号機は、順調に通常運転に復帰した。

なお、1 号機の運転経験を反映し、起動前に 2 号機の復水器#A 水室管群外周部の細管 1,358 本について渦流探傷検査（Eddy Current Test; ECT）を行った。ECT の結果、貫通した細管は無かったが、1 号機と同様のエリアにある細管 57 本について、予防保全として施栓を実施した。

3.7 WANO、JANSI による再稼働支援

川内再稼働の動向は世界からも注目されており、WANO による再稼働レビュー、JANSI によるエキスパートウォークダウン（Expert Walkdown）等の再稼働支援を受けた。

また、川内再稼働に係る当社が発信した情報は、JANSI、WANO を介して、世界中の原子力事業者に発信された。

4. 最後に

川内原子力発電所は、新規制基準に適合し、再稼働を果たしたが、今後も、原子力のリスクを経営の最重要課題と位置づけ、規制の枠組みに留まることなく、原子力の自主的な安全性向上の取組みを継続・改善していくことが何より重要と考えている。経営トップの強いリーダーシップのもと、「常に世界最高水準の安全性」を目指して行く。

以 上

原子力発電部会セッション
「原子力発電所の再稼働までの取り組み、並びに、40 年運転規制の技術的及び制度的課題について」

（2）40 年運転規制の制度的課題について

(2) Institutional Issues of the Regulation for 40-year Operation of Nuclear Power Plants

西脇　由弘[1]
[1]エネルギー総合工学研究所

1. 40 年運転期間規制の導入の経緯

原子力規制委員会設置法とともに、2012 年の通常国会において可決成立した改正原子炉等規制法の 40 年運転期間規制は、国会における激しい議論を踏まえて、複雑な経緯をとって成立した。

すなわち、当時の民主党政府が提出した 40 年運転規制は、衆議院での議論の結果、法案自身は一応そのままの形で成立させるが、原子力規制委員会発足後、制度そのものを、独立した委員会が専門的見地から見直すこととされた。

2. 安全審査における経年劣化の評価

段階規制の冒頭に位置する設置許可においては、40 年運転期間は、許可の条件ともされておらず、従って、設置許可上は、40 年という運転期間の制約はない。

3. 昨年指摘された 40 年運転規制の問題点

昨年の原子力規制委員会発足後の 3 年目の見直しの過程で、40 年運転規制について、下記の 2 点の問題点が指摘された。

① 原子炉等規制法第 43 条の 3 の 32 第 5 項は、「長期間の運転に伴う原子炉その他の設備の劣化の状況を踏まえた基準」を、下位法令に委任している。
同項の委任を受けた実用炉則第 114 条は、法の委任の範囲内である「原子炉その他の設備の運転に伴う劣化」に加え、「技術基準規則」（延長認可時点での新規制基準）にも適合することを求めており、法の委任範囲を逸脱した違法・脱法的な規則となっている。

② 運転延長の審査基準において、運転期間延長認可の時点で、バックフィットに関する工事計画認可の確定を求め、更に、その運用として、工認が確定していなければ、あるいは、延長認可の審査が終了していなければ、40 年の運転期間満了時点で不認可とすることとしていることは、下記の点で不合理である。
- 新規制基準は、運転再開までにバックフィットすればよいとしており、この委員会決定に反する
- 認可の時点は、法第２項の「満了」の解釈であり、法第 5 項を受けた延長認可の基準の中で規定されるべきものではない
- 技術的観点からも、原子炉の劣化は、徐々に進行し、運転期間の延長申請の審査中に、仮にこの 40 年の運転期間が満了したとしても、途端に危険になるという性質ものではなく、更に停止中の原子炉であれば劣化は進行せずリスクは増大しない

*Yoshihiro Nishiwaki[1]
[1]The Institute of Applied Energy

4. 残された制度的課題

40 年運転期間規制制度は、2012 年の原子炉等規制法案に突然盛り込まれたものであり、下記の諸点について、国際基準に適合せず、また、既存の原子炉等規制法の段階規制になじまない。

① 施設の経年劣化は、IAEA GS-G-1.2 2.19 では、一定間隔（インターバル）で評価することとなっており、この国際基準に合致していない。また、運転期間を 40 年としている米国のライセンス・リニューアルを参考に制度設計されたと言われているが、米国の制度は、技術的観点からではなく反トラスト法の観点から定められたものであり、また、米国では延長回数の制限は無い。

② 主要な経年劣化は運転することに依存しているが、40 年という運転期間には、原子炉の停止中の期間も含まれており、特に昨今の原子炉の長期停止の状況を見ると、40 年に停止期間を含めることには合理性がない。

③ 延長期間は最大 20 年であることから、当初の運転期間の 40 年に加えた 60 年以上は運転できないこととなっているが、この 60 年の根拠が示されておらず、憲法が保障する財産権を侵害しているのではないか。

④ 設置許可に運転期間の定めはなく、また、附款のような定めもなく、経年劣化に関しては、設置許可上は当初審査の余裕の範囲内であることを確認すればよいという確認行為であるにもかかわらず、なぜ運転の継続のために認可が必要なのか。

⑤ 何らかの理由で、運転延長の認可を得ていない原子炉（40 年を越えたもの）や、延長認可期間を過ぎた原子炉（最長の場合 60 年を越えたもの）が、延長基準を満たしている、あるいは設備の変更などで延長基準を満たした場合、設置許可が生きているのに、なぜ運転をしてはいけないのか

⑥ 延長認可が 1 回限りとされている根拠がなく、複数回の申請を許容する場合に比べ、非安全側の対応となっている。また、一度延長申請の認可を受けた原子炉が、その認可された延長期間を経過したのちであっても、延長基準を満たしている場合、なぜ再度の延長申請が不可能なのか。

⑦ 運転延長の基準は、バックフィットと高経年化評価の組み合わせたなっている。しかし、バックフィットは、常に行っていなければならない（満たしていなければならない）のであるから、運転延長の認可制度は高経年化評価と同一になる。

⑧ 40 年運転期間規制制度は、40 年時点での認可であり、その後は高経年化対策制度により保守管理などを確認しなければならず、自立できない制度であるという欠陥を有する。

40 年運転期間制度と高経年化対策制度は、a.40 年を超えて運転する場合に認可が必要、b.延長は 1 回に限る、c.延長期間は最大 20 年、という 3 点が異なるが、a.は上記④において、 b.は上記⑥において、 c.は③及び⑤において、その必要性が否定され、さらに、上記⑦及び⑧において高経年化評価制度が同等以上であることが示されたことから、40 年運転期間制度は、高経年化対策制度に吸収され置き換えられるべきであり、原子力規制委員会は、法制定の経緯を踏まえ速やかに制度の再検討を行わなければならない。

以　上

原子力発電部会セッション
「原子力発電所の再稼働までの取り組み、並びに、40 年運転規制の技術的及び制度的課題について」

（3）40 年運転規制の技術的課題について

(3) Technical Issues of the Regulation for 40-year Operation of Nuclear Power Plants

[1]北海道大学　　奈良林　直[1]

1. はじめに

平成 24 年の「原子炉等規制法」の改正により、我が国の商業用原子力発電所の運転期間が 40 年に制限され、1 回に限り延長することが認められることとなった。規制委員会が発足してから 40 年問題について十分な議論が行われるべきとの見解が示されていたが、原子力規制委員会では未だ技術的な検討が行われていない。プラントの設計時に運転期間として 30 年ないし 40 年が設定されているが、これはあくまで設計時に構造物の健全性を評価するための指標であり、プラントの安全性と直接関係する年数ではない。運転年数の経過とともに材料や機能の低下が進む現象に対しては、設計時点で運転経過に伴う経年変化に余裕を加えて対処することとしており、日本機械学会の発電用設備規格・維持規格などの民間規格の導入により、劣化の進んだ配管などは、切断して新規の対策材と交換するなど、40 年運転時点での安全性は十分確保されている。特に我が国においては、発電プラントの高経年化に対する研究も長年にわたって実施してきており、その成果を踏まえて、高経年化プラントの技術評価制度が導入され、30 年経過時点から「高経年化技術評価」を行い、それ以降の 10 年間の運転を見込んだとしても十分に安全性が確保されることを確認して、運転を継続してきている。従って、運転期間を 40 年に制限し、1 回限りで最大 20 年の延長しか認めないという規定は、プラントの安全性の技術的評価に基づいた結果とはそぐわないものであり、欧米の規制との乖離ともなっている。本稿においては、40 年運転規制の技術的課題について述べる。

2. 海外における運転許可期間

アメリカにおいては、原子力法により運転認可期間は最長 40 年としているが、期間満了後は運転期間の更新（20 年間）が可能であり、既に 34 基（2014 年 12 月末）が 40 年を超えて運転を継続している。更に NRC は、再度の延長申請（80 年運転）についても検討を行っている。アメリカにおいては、原子力法により運転認可期間は最長 40 年としているが、代替電源の手当て等を考慮して、期間の更新申請は認可期限の 20 年前から可能となっている（10 CFR 54 17）。

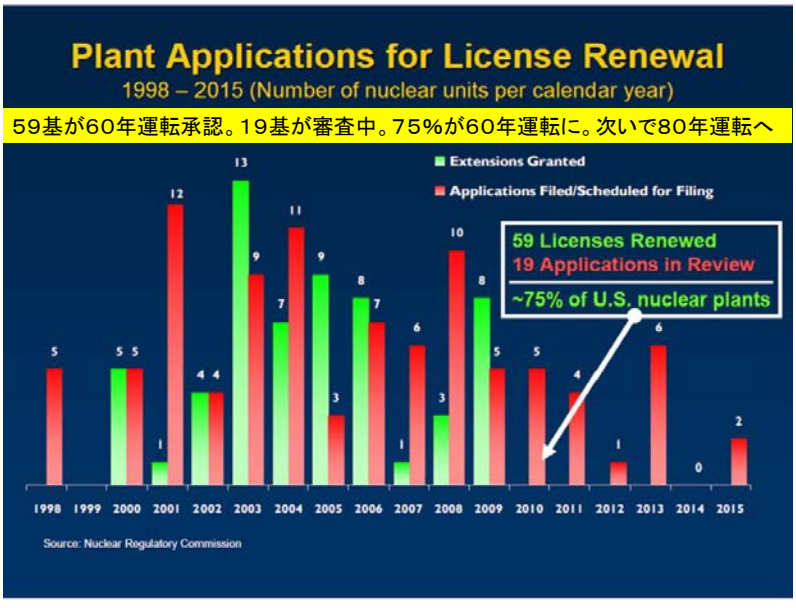


図１　米国１０４基のうち７５％が６０年運転へ

欧州は、運転期間に関して明確な期限を設けている国は少なく、10 年毎の定期安全レビュー（PSR）を行ってその後（10 年間）の運転継続の妥当性を評価している。

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

3. 新規制基準施行後の我が国の 40 年超運転許可

「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」で「・・・延長認可の時点において、・・・工事の計画がすべて同条の規定に基づく認可等の手続きにより確定し・・・」と規定されているが、延長申請の審査が 40 年時点で終了していない場合の扱いが明記されていないため、以下の見解が出された。

40 年運転期間延長問題に関する規制委員会の見解

＜平成 26 年度原子力規制委員会第 32 回会議（平成 26 年 10 月 15 日）より抜粋＞

田中委員長：ただ今の説明にありましたように、この 40 年運転延長制度には、**経過措置などは法律に用意されていない**ということがあります。ということで、原子力発電所それぞれの炉については、運転開始から **40 年を迎える日までに延長認可を得ることができなければ、将来にわたって運転を延長することができないという制度**になっております。

更田委員長代理：この制度は、**運転開始 40 年を迎えた時点で、その時点における規制基準に適合していることが前提**になっています。

これは見解であるので、将来より適切な形に修正することは可能であるが、現在 40 年運転期間延長手続きは、新規制基準に適合していることが、前提とされた。原子力規制委員会設置法附則第 25 条により、原子炉等規制法改正法施行時点（2013 年 7 月）で運転期間が 37 年を経過しているプラントは、**3 年の猶予**（運転期間は 2016 年 7 月まで）が与えられた。対象プラント：敦賀 1 号、美浜 1 号、美浜 2 号、島根 1 号、高浜 1 号、玄海 1 号、高浜 2 号である。このうち、図 2 に■で示す 5 基については新規制基準への適合のための各種の対策工事に必要な投資回収の経営上の判断で、廃炉の決定がなされた（浜岡 1，2 号については耐震補強工事等が必要なため、2008 年 12 月 22 日にリプレース計画から廃炉が決定済）。新規制基準に適合する上で、対策工事のコストが大きいものは、非難燃性ケーブルの難燃化対策工事である。高浜 1 号機、2 号機（猶予期限：平成 28 年 7 月）と美浜 3 号機（猶予期限：平成 28 年 7 月）については運転期間延長申請がなされた。関西電力は、ケーブル難燃化対策工事の効果確認試験を実施し、ケーブルをバーナーで着火しても、ラッピング施工工事により酸素欠乏による消火効果を確認して、難関を技術的に解決した。このため、高浜 1，2 号については原子力規制委員会により型式化・重点化審査が行われ、2 月 24 日付にて、適合審査書案が作成されてパブコメが開始されたが、更に 7 月 7 日までに、40 年超過運転のための特別点検を終了する必要がある。

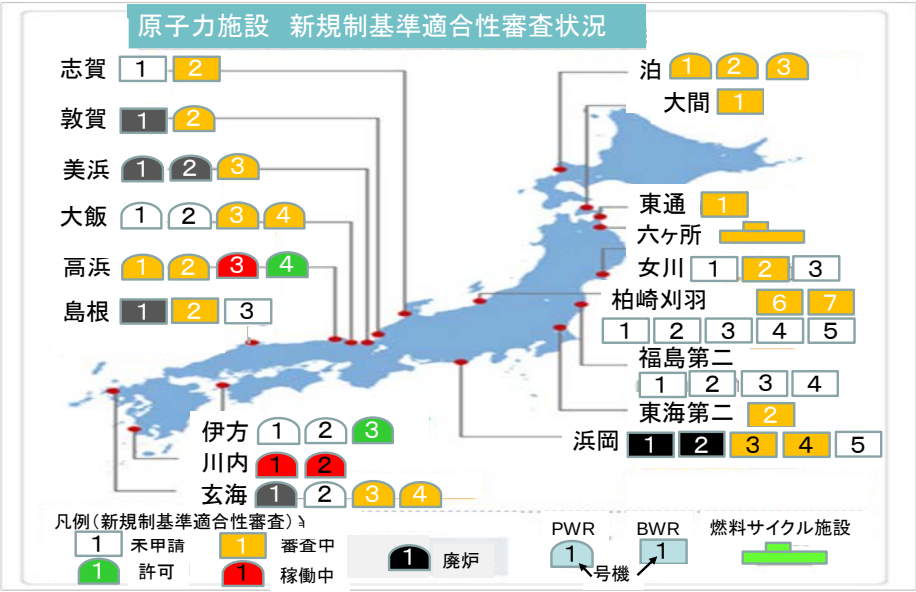


図 2　新規制基準適合性審査状況と廃炉が決定した発電所

4. まとめ

４０年超運転審査は、現在迅速な審査が行われているが、今後は審査期間を十分に確保する観点から、①十分な審査期間を確保する、②延長認可申請時期は、代替電源確保等を考慮して運転期間満了前の相当程度以前から可能とする、③延長期間の劣化対策に重点を移すなどが必要と考える。

Planning Lecture | Over View Report | Over View Report 5

[OV05] Argument of criteria for scientifically preferable areas on HLW Geological Disposal

Chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)

Mon. Mar 28, 2016 1:00 PM - 2:00 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

[OV0501] Interim report of criteria for scientifically preferable areas on HLW Geological Disposal

＊Osamu Tochiyama[1], Akiomi Shimada[2], Akira Deguchi[3] （1.NSRA, 2.METI, 3.NUMO）

©Atomic Energy Society of Japan

総合講演・報告 5「高レベル放射性廃棄物の最終処分に関する科学的有望地の要件・基準の議論について」

科学的有望地の要件・基準に関する地層処分技術 WG における中間整理について

Interim report of criteria for scientifically preferable areas on HLW Geological Disposal

*杤山　修[1]，島田 顕臣[2]

[1]原子力安全研究協会（地層処分技術 WG 委員長），[2]経済産業省資源エネルギー庁

1. 報告の趣旨

わが国における高レベル放射性廃棄物の地層処分については、1970 年代以降、関係研究機関等における研究開発が行われてきました。

それまでの研究成果を踏まえ、2000 年には地層処分の実現を目的とした「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」（最終処分法）が制定され、段階的な処分地選定プロセスが定められるとともに、処分地の選定を含む処分事業の実施主体として原子力発電環境整備機構（NUMO）が設立されました。その後、NUMO は処分地選定調査の実施を希望する自治体の公募を全国で開始しましたが、現在に至るまで、調査を実施するに至っていない状況です。

このような状況を踏まえ、国は、処分地選定に向けた取組の改善に向けた検討を行い、2015 年 5 月に最終処分法に基づく基本方針を改定し、「科学的により適性が高いと考えられる地域を科学的有望地として示すなど、国が前面に立って取り組む」との新たな方針を示しました。

総合資源エネルギー調査会地層処分技術 WG では、この科学的有望地の具体的な要件・基準について主に地球科学的な観点から技術的（工学的）対応可能性を含めた議論を行い、2015 年 12 月 28 日にこれまでの議論の成果を中間整理として公表しました。

今回、この中間整理の内容をご報告します。

*Osamu Tochiyama[1], Akiomi Shimada[2]

[1]Nuclear Safety Research Association, [2]Ministry of Economy, Trade and Industry

Planning Lecture | Technical divison and Network Session | Nuclear Data Divison

[TN13] Transport of muons in matter and their interdisciplinary applications

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

Mon. Mar 28, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[TN1301] (1)Applications of muons to atomic energy fields

＊Teiichiro Matsuzaki[1] （1.RIKEN）

[TN1302] (2)Nondestructive elemental analysis with negative muons

＊Kazuhiko Ninomiya[1] （1.Osaka Univ.）

[TN1303] (3)PHITS simulation for transport of muons

＊Shin-ichiro Abe[1] （1.JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

核データ部会セッション「ミューオンの物質内輸送とその学際的応用」

(1) 原子力分野へのミューオン応用：核変換と触媒核融合

(1) Applications of muons to atomic energy fields: nuclear transmutation and fusion

松崎 禎市郎 [1]

[1]理化学研究所 仁科加速器研究センター

1. ミューオン核変換（ミューオン原子核捕獲反応）

負ミューオンは、質量が電子の 207 倍であり物質中では「重い電子」として振る舞う。負ミューオンは物質中の原子核のクーロン場に捕われてミューオン原子を形成し、n=14 程度のミューオン軌道から 1 s 軌道までオージェ電子やミューオン原子 X 線を放出してカスケードをする。1s 軌道にある負ミューオンは、自然崩壊と原子核捕獲の 2 つの競争過程をもっていて、その崩壊確率は、自然崩壊の平均寿命の逆数と原子核捕獲確率の和で記述できる。1s 軌道にある負ミューオンの寿命は、原子番号 Z=6 から Z=40 の範囲では Z^4に反比例して減少し、より大きい Z の原子核では、80-100 nsec の値をとる。原子番号が Z=40 より大きい原子核では、ミューオン 1 s 軌道半径が原子核半径より小さくなるので、大きい Z の原子核ではミューオン原子核捕獲確率は 100%に近い値となる。

負ミューオン原子核捕獲が起ると、原子核内の素過程として、ミューオン（μ^-）が陽子（p）と結びつき中性子(n)とニュートリノ(ν) が形成される。

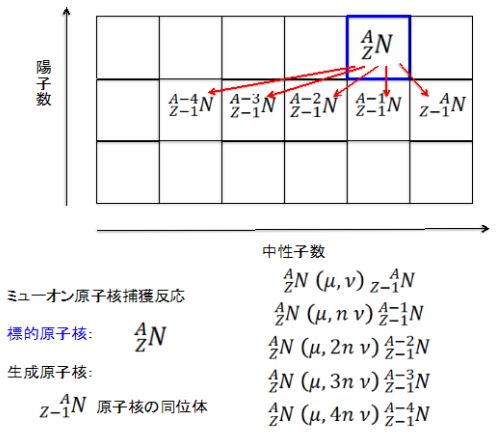
$$p + \mu^- \rightarrow n + \nu$$

ミューオン静止質量エネルギー（106 MeV）の殆どはミュートリノが運動エネルギーとして持ち去り、原子核励起エネルギーとして 10-20 MeV 程度が残されると考えられている。陽子が中性子に変換するので、生成する原子核の質量数は不変だが、原子番号は 1 つ小さい（Z-1）原子核の励起状態（複合核状態）が形成される。

$$\mu^- + N\,(Z, A) \rightarrow N'\,((Z-1), A)^* + \nu$$

図 1 に示すように、Z 原子核のミューオン原子核捕獲反応では、Z-1 原子核の複合核励起状態から複数個の中性子放出が起こり、Z-1 原子核の同位体が生成する。ミューオン原子核捕獲反応は、原子番号 Z の原子核を原子番号 Z-1 の原子核同位体に核変換する反応である。

図-1



Teiichiro Matsuzaki[1]

[1]RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science

Z-1 原子核の複合核励起状態からは、低い確率であるが、陽子やα粒子の放出があることも知られているが、この場合でも、それぞれ Z−2 原子核や Z−3 原子核へ核変換することになる。このように、一個の負ミューオンは一個の原子核を必ず核変換するので、この手法を「ミューオン核変換」を呼ぶ事にする。

ミューオン原子核捕獲反応による核変換の具体例として、同位体濃縮した ^{108}Pd 標的のミューオン原子核捕獲反応を考えてみる。以下の原子核反応が、それぞれの反応に固有の反応確率（反応分岐比）をもって同時に進行する。

^{108}Pd (μ−, ν) ^{108}Rh (半減期 16.8 秒で ^{108}Pd へ β$^-$崩壊)

^{108}Pd (μ−, n ν) ^{107}Rh (半減期 21.7 分で ^{107}Pd へβ$^-$崩壊)

^{108}Pd (μ−, 2n ν) ^{106}Rh (半減期 30 秒/2.2 時間で ^{106}Pd へβ$^-$崩壊)

^{108}Pd (μ−, 3n ν) ^{105}Rh (半減期 35.5 時間/45 秒で ^{105}Pd へβ$^-$崩壊)

^{108}Pd (μ−, 4n ν) ^{104}Rh (半減期 42 秒/4.4 分で ^{104}Pd へβ$^-$崩壊)

^{108}Pd (μ−, 5n ν) ^{103}Rh (安定核)

過去の実験論文を調べると、中性子 5 個を放出する反応も観測されているので、ここでは（μ−, 5n ν）反応までを記述してみた。中性子を 1 個放出できるエネルギー（中性子分離エネルギー）が 6-8 MeV 程度であるにもかかわらず、10-20 MeV の複合核励起状態から 5 個もの中性子が放出される確率があることは大変興味深い。同位体濃縮 ^{108}Pd を標的とするミューオン原子核捕獲反応の生成核種は Rh の放射性同位体核種であり、大部分はβ$^-$崩壊して安定核の Pd の同位体となる（^{107}Rh の場合を除く）。ここでの（μ−, 5n ν）反応の生成核は ^{103}Rh（安定核）となる。

図−2

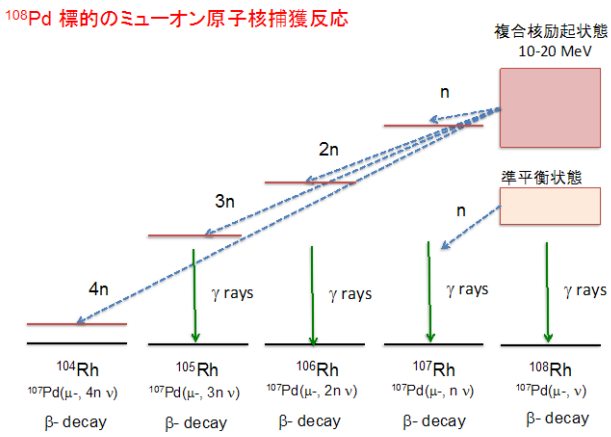


図 2 は、^{108}Pd 標的の 4n 反応までを想定したミューオン原子核捕獲反応過程のイメージ図である。負ミューオンを原子核捕獲した ^{108}Pd は ^{108}Rh の複合核励起状態を形成し、さらに複数個の中性子を放出し、Rh の放射性同位体の励起準位を作り、それらの励起準位からはγ線崩壊により Rh 同位体の基底準位が生成される。Rh 同位体の生成確率は反応分岐比に支配されるので、この反応分岐比を精密に決定することは重要である。また、放出中性子個数分布や中性子エネルギー分布を実験で求めると、中性子の放出機構を複合核蒸発模型や原子核内部カスケード模型を用いた理論との比較ができる。ミューオン原子核捕獲反応機構を実験的に解明し、その反応機構の理論の構築を目指し、さらに、ミューオン核変換を応用する研究を進めたいと考えている。

2. ミューオン触媒核融合

水素に負ミューオンを入れるとミューオン水素原子が形成され、その大きさは水素原子の 1/207 とある。この特徴を生かした典型例がミューオン触媒核融合（μCF）である。

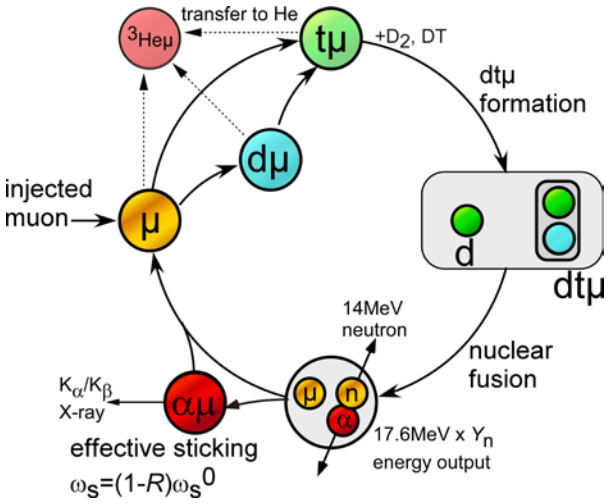
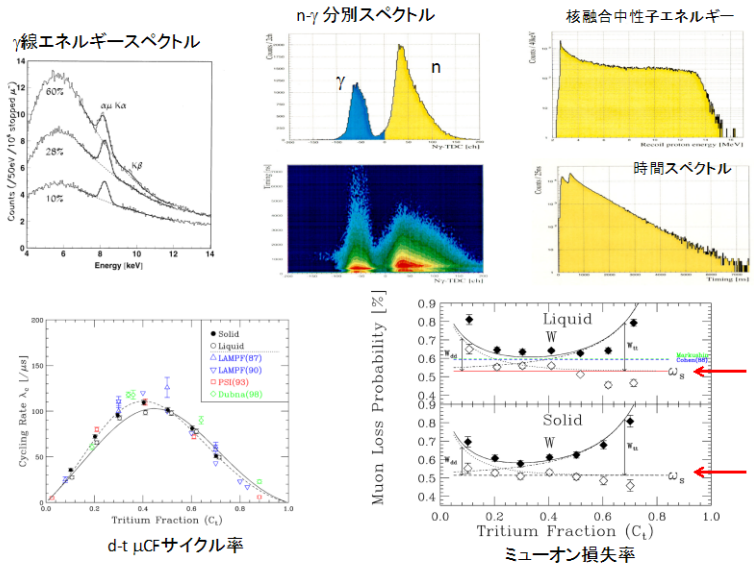


図３に示すように、負ミューオン(μ$^-$)が二重水素(D)と三重水素(T)の混合系に静止すると、主に tμ原子が形成される。電気的中性の tμ原子は、クーロン力を感じないで D_2 分子と衝突し、３体の束縛状態である dtμ分子を共鳴的に生成する。この dtμ分子の大きさは小さいので、自発的に分子内で d+t →α+n 核融合反応が起こる。反応後、大部分のμ$^-$は解放され、次の核融合サイクルを引き起こす。一方、核融合生成されたα粒子にミューオンが付着してαμ 原子となる確率があり、さらにαμ 原子の減速過程で付着しているミューオンがはぎ取られて核融合サイクルにもどる確率もある。このμCF 現象は、入射μ$^-$ビームを制御することにより d–t 核融合反応を制御することができ、低炭素社会に向けた有望なクリーンエネルギー源となりうる可能性を秘めている。

理化学研究所では英国に設置した理研 RAL ミューオン施設において、大強度ミューオンビームと、先端的トリチウム取り扱いシステムを生かして、主に D_2-T_2標的中で起きるミューオン触媒 d–t 核融合研究を推進してきた。実験では、d–t 核融合に伴う中性子、ミューオン原子 X 線、μ–e 崩壊電子を計測した。



その実験結果のまとめを図４に示す。上段の左から（１）ミューオンがα粒子に付着して発生する 8.2 keV のミューオン原子 X 線スペクトル、（２）NE213 液体シンチレーションカウンターによる中性子−ガンマ線の分離スペクトル、（３）右の上段は核融合中性子エネルギースペクトルであり 14.4 MeV の d-t 核融合中性子が確認できる。右の下段は中性子の時間スペクトルである。そして、下段左側は（４）D_2-T_2 比を変化させた核融合サイクル率の測定結果であり、右側は（５）D_2-T_2液体標的または固体標的で D_2-T_2 比を変化させたミューオン損失率の測定結果である。実験中のミューオン強度や標的量にもよるが、通常では毎秒約 100 万回程度の d-t 核融合を計測している。

核融合サイクル率は、温度・密度・D_2-T_2混合比に依存し、固相・液相・気相などの状態によっても変化するが、観測された最大核融合サイクル数はミューオン 1 個あたり約 120 回である。核融合１個あたりの放出エネルギーは 17.6MeV であるので、これは 2.1GeV のエネルギー出力に相当する。一方、1 個のミューオン生成に必要な加速器ビームエネルギーは約 5GeV とされている。現状では、出力エネルギーは入力エネルギーの約 40% 程度となっている。次の目標は、エネルギー出力値が必要値を超えること（ブレークイーブン）を目指すことである。核融合サイクル率は、（１）dtμ分子の生成率(生成速度)、（２）核融合後μ^-がαに付着して失われるαμ損失率、（３）αμイオンがその減速過程で物質との相互作用により付着していたμ^-が乖離して次のμCF サイクルに参加する確率、（４）D_2-T_2標的の密度、等に起因している。もし何らかの方法でα粒子に付着しているミューオンを全て解離させる事が出来れば、現在実験で得られている dtμ分子生成率値で見積ることができる核融合サイクル数は D_2-T_2液体で 290 回、固体で 340 回になり、ブレークイーブンを達成できることになる。技術的には極めて難しいが、D_2-T_2標的密度を液体水素密度の 5 倍程度まで増やすことができれば、核融合回数は 1200 回まで増加することが見積もられる。また、D_2-T_2ガスの分子状態の（レーザーによる）制御、D_2-T_2標的に外的条件（電場、磁場、高周波共鳴、衝撃波、等）を加えることで核融合サイクル数を増やすアイデアもある。いままで系統的に液体と固体の D_2-T_2標的のμCF 実験を行ってきたが、μCF サイクル数を上げるためには、高温・高圧(1000K・1000 気圧程度)状態の D_2-T_2標的が適しているという指摘もある。高温・高圧状態の D_2-T_2標的では D_2-T_2ガスが金属容器壁を容易に透過してしまうため、μCF 実験を安全に実施するためには入念な実験装置の設計製作が必要である。

核データ部会セッション「ミューオンの物質内輸送とその学際的応用」

（2）負ミューオンを用いた非破壊元素分析

(2) Nondestructive elemental analysis with negative muons

二宮　和彦[1]

[1]大阪大学大学院理学研究科

1. 負ミューオンを用いた非破壊元素分析の原理

負ミューオン（ミュオンともいう）は、電子と同じ電荷を持ち、電子の 200 倍の質量を持つ素粒子である。負ミューオンが物質中に停止すると、負ミューオンは電子と同じように原子核の周りに軌道を作り、ミューオン原子と呼ばれる原子系を形成する。負ミューオンは電子の200倍の質量を持っていることから、ミューオン原子は電子の特性 X 線の 200 倍のエネルギーを持ったミューオン特性 X 線を放出する。

本講演では、ミューオン特性 X 線を用いた新しいタイプの元素分析法について紹介する。よく知られている蛍光 X 線分析では、X 線のエネルギーが低いために試料の深部の分析が難しく、また軽元素に対する定量性が低いという制限がある。それに対しミューオン特性 X 線は、軽元素由来であっても高エネルギーの X 線であり、ミリメートルを超える物質の深部から放出されたものも検出可能である。さらに負ミューオンは大型の加速器施設で生成する必要があるが、負ミューオンの利用施設では一般的に電磁石によりエネルギーの選別を行っており、負ミューオンの物質への入射エネルギーを選択することで、負ミューオンの停止深さを制御することができる。これらの特性により、ミューオン特性 X 線による元素分析では、非破壊で位置選択的な、さらに軽元素を含めた定量的な分析が可能である。

2. 負ミューオンを用いた元素分析の例：考古学試料の分析

ミューオン特性 X 線に素分析のデモンストレーションとして、我々は江戸時代に製造された天保小判に対する分析を行った[1]。江戸時代の小判は、表面近傍に質量パーセントで 90%を超えるような金の含有量の多い層が存在し、それにより見事な金光沢を作っているが、実際に内部の金の含有量は天保小判では 57%程度であり、残りは銀でできた合金である。

我々は茨城県東海村の J-PARC 内にある、ミューオン実験施設（MLF/MUSE）において負ミューオン照射実験を行った。負ミューオンの入射エネルギーを変化させながら、ミューオン特性 X 線の強度をゲルマニウム半導体検出器により測定し、金と銀の標準合金をから得た検量線をもとに、図 1 に示すように天保小判の 2~300 μm の深さ範囲での金の含有率を非破壊で決定した。この結果は他の破壊分析により決定した金の含有率とも一致した。

講演では本手法の原理や実験の詳細について、また考古学試料以外への応用例についても紹介する。

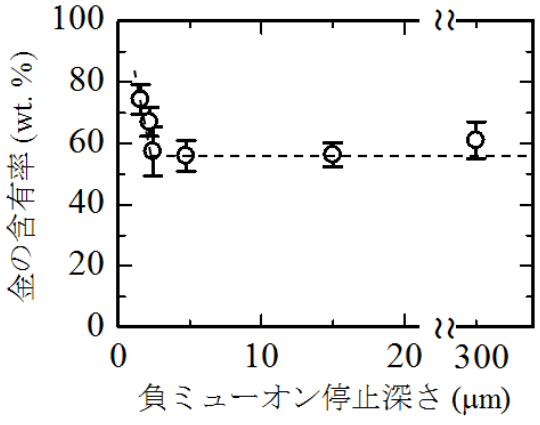


図 1：ミューオン特性 X 線測定により決定した天保小判の金の含有量の深さ依存

[1] K. Ninomiya *et.al., Anal. Chem.*, **87** (2015) 4597

Kazuhiko Ninomiya[1]

[1] Graduate School of Sci. Osaka Univ.

核データ部会セッション「ミューオンの物質内輸送とその学際的応用」

（3）ミューオン輸送の PHITS シミュレーション

(3) PHITS simulation for transport of muons

*安部 晋一郎[1]、佐藤 達彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 背景

近年、様々なミューオン応用研究が進められている。例えば、宇宙線ミューオンを用いた原子炉やコンテナ中の核物質の検出、火山やピラミッドなどの巨大構造物の透過、宇宙線ミューオンによる生成放射性核種を用いた地質年代測定、負ミューオンを用いた核変換や触媒核反応、非破壊元素分析などがある。

原子力機構（JAEA）、高度情報科学技術機構（RIST）、高エネルギー加速器研究機構（KEK）が中心となって開発を進めている粒子輸送計算コード PHITS[1]は、任意の体系中の放射線の核反応と輸送を計算する汎用モンテカルロコードである。最近、ミューオンと物質との相互作用（制動放射、電子・陽電子対生成、ミューオン光核反応、負ミューオン捕獲反応）の計算モデルを現在開発中の PHITS に導入した[2]。本発表では、計算モデルのベンチマーク結果とともに、負ミューオン捕獲反応による長寿命放射性核種の核変換および宇宙線ミューオン起因ソフトエラーに関する PHITS シミュレーション結果を報告する。

2. ミューオン輸送に関する測定実験の PHITS 解析

制動放射、電子・陽電子対生成、ミューオン光核反応に起因するミューオンの阻止能のベンチマークとして、地中での宇宙線ミューオンの輸送計算を行った。100GeV から 20TeV までの宇宙線ミューオンを地面へ垂直に入射させた条件について、深さ方向のミューオン透過フラックスを計算した。その結果、図 1 に示すように PHITS は測定値[3, 4]を非常に良く再現した。

高エネルギーミューオンの相互作用による粒子生成の評価として、CERN で実施された NA54 実験[5]および NA55 実験[6]について計算を行った。NA54 実験では、厚さ 3m 程度のコンクリート壁の後方に標的を配置し、100GeV/c および 190GeV/c のミューオンをコンクリート壁前面から照射し、標的内で得られた放射性核種の生成断面積が測定された。地質年代測定で利用される放射性核種の生成反応である $O(\mu,x)^{10}Be$、$O(\mu,x)^{14}C$、$Si(\mu,x)^{26}Al$ および $Ca(\mu,x)^{36}Cl$ の生成断面積の測定値と計算結果を図 2 に示す。^{14}C 以外の生成核種に関しては実験値を非常に良く再現しており、^{14}C に関しても誤差の範囲内での一致が得られることが実証された。NA55 実験では、炭素標的（直径 8cm、厚さ 75cm）、銅標的（直径 10cm、厚さ 25cm）、鉛標的（直径 20cm、厚さ 10cm）に 100GeV/c および 190GeV/c のミューオンを照射し、ミューオン照射方向に対して 45 度、90 度、135 度方向に放出される 10MeV 以上の中性子が測定された。図 3 に各標的に関する角度微分断面積の実験値と計算結果を示す。鉛標的からの中性子放出は全放出角度で過小評価する一方、炭素、銅標的に関しては実験値との良い一致が得られた。また、図 4 に炭素標的に関する二重微分断面積の実験値と計算結果を示す。放出中性子のエネルギー分布の計算結果について、135 度方向への放出では実験値の傾向と差異が見られるが、45 度および 90 度方向への放出に関しては実験値との良好な一致を示した。

Shin-ichiro Abe[1], Tatsuhiko Sato[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

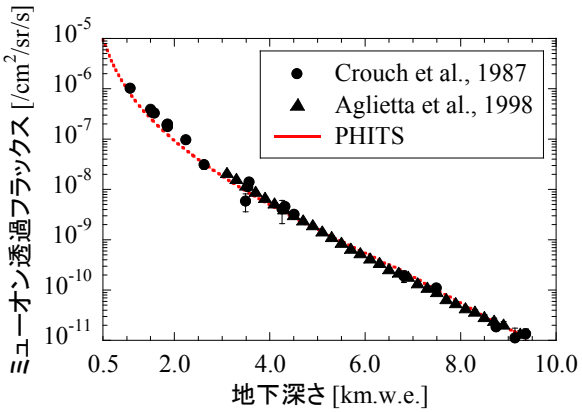


図 1. 地中での環境ミューオン透過フラックス [3, 4]

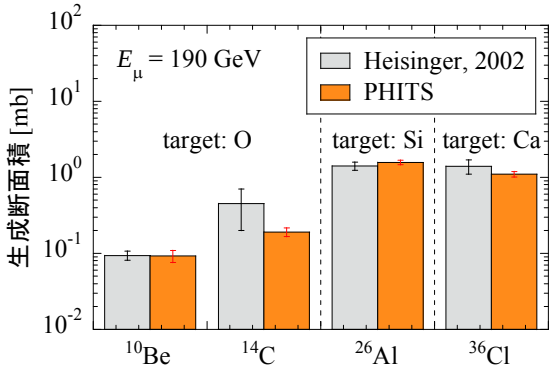


図 2. 190GeV/c ミューオン照射により得られる放射性核種の生成断面積 [5]

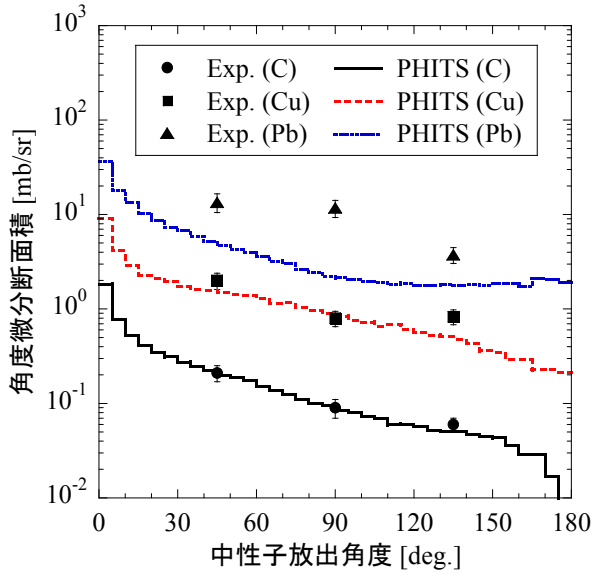


図 3. 190GeV/c ミューオン照射により得られる中性子の角度微分断面積 [6]

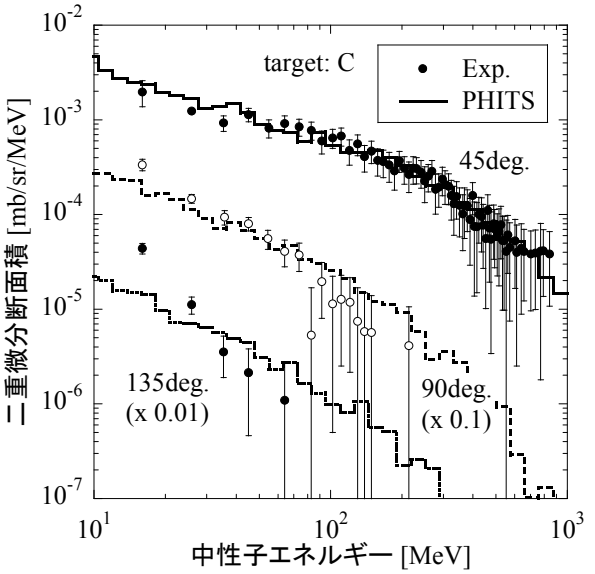


図 4. 190GeV/c ミューオン照射により得られる中性子の二重微分断面積 [6]

負ミューオン捕獲反応からの粒子生成について評価するため、標的内で停止する程度のエネルギーの負ミューオン照射による中性子生成に関して計算を行った。図 5 にシリコン標的から生成される中性子の放出エネルギー分布の実験値[7, 8]と計算結果を示す。高エネルギー中性子放出に関して実験値の過小評価が見られるが、その他は概ね実験値と一致する結果となった。図 6 に 1 回の反応から放出される中性子数を意味する中性子多重度の実験値[9]と計算結果を示す。中性子多重度に関しても実験値と 30%以内の一致が得られた。

3. 負ミューオン捕獲反応による核変換の解析

原子力利用において放射性廃棄物の処理・処分の負担軽減が課題となっており、高レベル放射性廃棄物の分離・核変換技術の研究が進められている[10]。マイナーアクチノイドを核変換した結果、放射性廃棄物の長期保管の主因は残された長寿命核分裂生成物（LLFP）となる。よって LLFP の核変換を行うことで更なる負担軽減が期待され、中性子、光子、負ミューオンを用いた核変換の反応経路の研究が行われている[11, 12]。

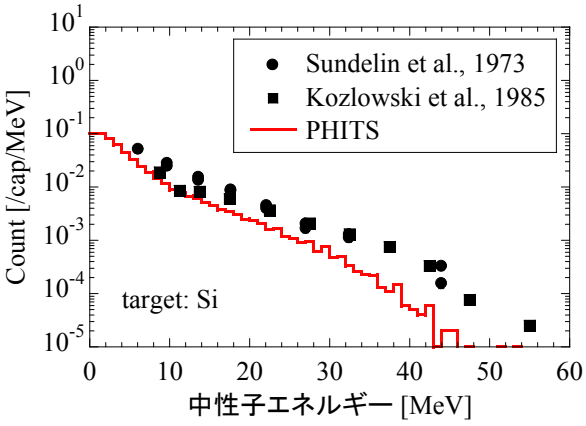


図 5.負ミューオン捕獲反応により Si 標的から得られる中性子の放出エネルギー分布 [7, 8]

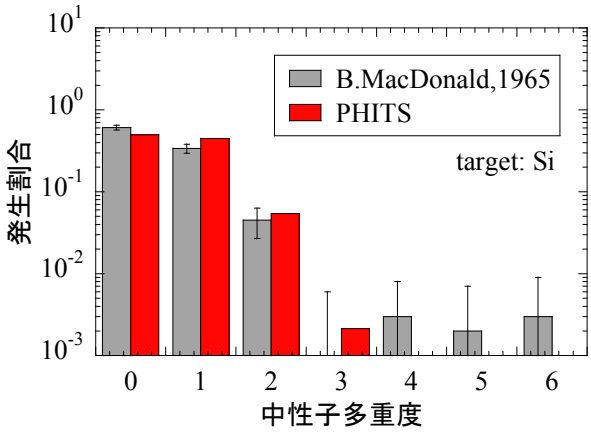


図 6.負ミューオン捕獲反応により Si 標的から得られる中性子多重度 [9]

表 1. ^{79}Se 標的に関する放射性核種生成割合

生成割合 [1/muon]	0.076	0.265	0.304	0.201
崩壊系列 (半減期)	^{76}As (1.09d) ▼ ^{76}Se (stable)	^{77}As (1.62d) ▼ ^{77}Se (stable)	^{78}As (1.51h) ▼ ^{78}Se (stable)	^{79}As (9.01m) ▼ ^{79}Se (3e+5y)

表 2. ^{135}Cs 標的に関する放射性核種生成割合

生成割合 [1/muon]	0.129	0.224	0.393	0.125
崩壊系列 (半減期)	^{132}Xe (stable)	^{133}Xe (5.25d) ▼ ^{133}Cs (stable)	^{134}Xe (stable)	^{135}Xe (9.14h) ▼ ^{135}Cs (2.3e+6y)

本研究では負ミューオン捕獲反応による核変換に着目し、LLPF である ^{79}Se および ^{135}Cs 標的への負ミューオン照射計算を行った。PHITS で計算した負ミューオン捕獲反応により得られる放射性核種の生成割合と、それぞれの核種の崩壊系列を表 1 および表 2 に示す。^{79}Se 標的に関しては 20%程度、^{135}Cs 標的に関しては 13%程度の生成核種がベータ崩壊を経て変換前の核種に戻る一方、80%程度は安定核種または短寿命核種に変換されることが分かった。

また、計算結果から得られた変換効率より、核変換に要する時間を次式で概算した。

$$t = N_{\mathrm{A}} \times \frac{g}{M} \times \frac{\alpha}{\phi} \tag{1}$$

ここで、N_{A} はアボガドロ数、g は使用済核燃料に含まれる LLFP の質量、M は LLFP の質量数、α は変換効率、ϕ は負ミューオン源の強度である。1 トンの使用済核燃料に含まれる ^{135}Cs は 500 g 程度であり[13]、負ミューオン源の強度として RCNP の MuSIC [14]で得られる最大値である 10^8 μ$^-$/sec を想定した場合、核変換には 850 万年程度要することが分かった。この結果より、負ミューオンを用いた LLPF の核変換の実現には非常に高強度の負ミューオン源が必要となることが示された。[15]

4. 二次宇宙線ミューオン起因ソフトエラーの解析

放射線が半導体デバイスに入射した際に生じる電子機器の一時的な誤動作はソフトエラーと呼ばれ、地上環境下では主に二次宇宙線中性子がソフトエラーの主因となる。しかし、半導体デバイスの微細化に伴

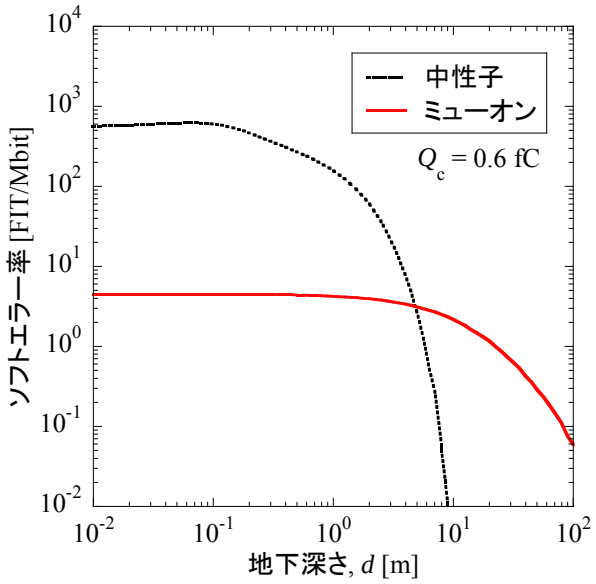


図 7. 宇宙線中性子および宇宙線ミューオン起因ソフトエラー率の地下深さ依存性

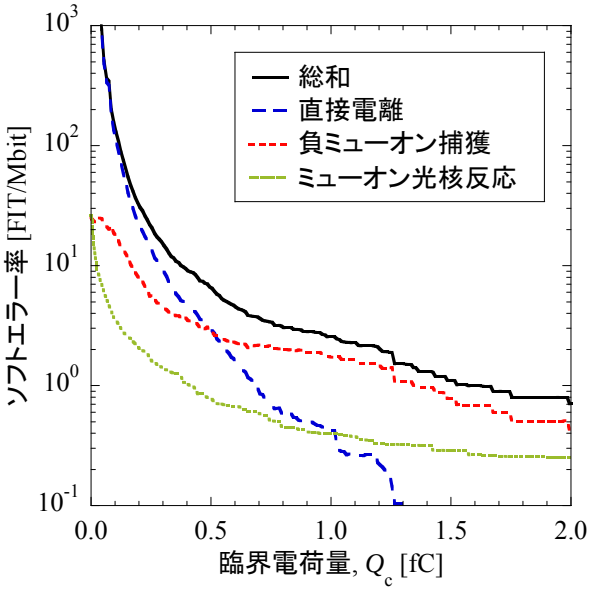


図 8. 宇宙線ミューオン起因ソフトエラー率への各物理過程の寄与

い放射線耐性は低下しており、また中性子は建屋やサーバー筐体による遮蔽による効果を受ける一方でミューオンは透過性が高いため、近年は二次宇宙線ミューオンによる影響が懸念されている。

本研究では、設計ルール（半導体部品での基本的な配線の太さ）25nm の NMOSFET に関して、PHITS と多重有感領域モデル[16]を用いたソフトエラーシミュレーションを実施した。初めに、遮蔽物として地面を想定し、宇宙線起因ソフトエラー率の地下深さ方向に対する依存性を調査した。図 7 に宇宙線中性子起因ソフトエラー率と宇宙線ミューオン起因ソフトエラー率を示す。地表面付近では宇宙線中性子がソフトエラーの主因である一方、深さ 5m 付近では中性子遮蔽効果により宇宙線中性子起因ソフトエラー率は 1%未満まで低下し、宇宙線ミューオンがソフトエラーの主因となることがわかった。この結果より、中性子が遮蔽された環境においては宇宙線ミューオンの影響を考慮する必要があることが示された。

宇宙線ミューオン起因ソフトエラー率に対する、各物理過程の寄与を調査した結果を図 8 に示す。入射ミューオンによる直接電離の影響は臨界電荷量の低い領域でのみ顕著であり、臨界電荷量が 0.6fC 以上の領域では負ミューオン捕獲反応が主因となる事が判明した。ミューオン起因ソフトエラーの測定実験は現在のところ正ミューオン照射のみ実施されているが、本解析結果は負ミューオン照射実験の必要性を示唆している。[17]

5. 結論

PHITS に導入したミューオン反応モデルのベンチマークを行った。その結果、地中での環境ミューオン透過フラックスに関しては測定値を非常に良く再現し、ミューオン反応からの生成粒子情報に関しても概ね良い一致が得られたが、鉛標的からの中性子生成に関しては実験値を過小評価することが分かった。

負ミューオン捕獲反応による長寿命放射性核種の核変換に関する PHITS 解析では、計算で得た変換効率を用いて核変換に要する時間を概算した結果、500 g の ^{137}Cs の変換に 10^8 μ^-/sec のミューオン源を用いた場合 850 万年要することが明らかとなった。

宇宙線ミューオン起因ソフトエラーの解析では、宇宙線中性子が遮蔽された環境においてはミューオンがソフトエラーの主因となることを示した。また負ミューオン捕獲反応がソフトエラーの主因であることが判明し、今後の負ミューオン照射によるソフトエラー測定実験の必要性が示唆された。

参考文献

[1] T. Sato et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 50, p. 913 (2013).

[2] S. Abe et al., Abstract PHITS Workshop, Sep 5, 2015, Ibaraki Japan, p. 5 (2015).

[3] M. Crouch, *Proc. 20th Int. Cosmic Ray Conf., Aug 2-15, 1987, Moscow USSR*, vol. 6, p. 165 (1987).

[4] M. Aglietta et al., *Phys. Rev. D*, vol. 58, p. 092005 (1998).

[5] B. Heisinger et al., *Earth and Planetary Sci. Lett.*, vol. 200, p. 345 (2002).

[6] V. Chazal et al., *Nucl. Instr. Meth. A*, vol. 490, p. 334 (2002).

[7] R. M. Sundelin et al., *Phys. Rev. C*, vol. 7, p. 1037 (1973).

[8] T. Kozlowski et al., *Nucl. Phys. A*, vol. 436, p. 717 (1985).

[9] B. MacDonald et al., *Phys. Rev.*, vol. 139, p. B1253 (1965).

[10] OECD/NEA, *NEA Report* No. 6894 (2011).

[11] W. S. Yang et al., *Nucl. Sci. Engineering*, vol. 146, p. 291 (2004).

[12] K. Imasaki et al., *Energy Conversion and Management*, vol. 49, p. 1922 (2008).

[13] R. Ando et al., *JAERI-Research* 99-004 (1999).

[14] Y. Hino et al., *Nucl. Phys. B Proc. Suppl.*, vol. 253-255, p. 206 (2014).

[15] S. Abe et al., *Proc. of CNR*15, Oct 19-23, Tokyo Japan*, P01 (2015).

[16] S. Abe et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 53, p. 451 (2016).

[17] S. Abe, et al., *Proc. of 11th RASEDA, Nov 11-13, Ibaraki Japan*, p. 45-48 (2015).

Planning Lecture | Technical divison and Network Session | Subcommittee on Particle Accelerator and Beams Science

[TN14] Development of accelerator-application technologies in the Tohoku area

Chair: Jinfuen Yan (Osaka Univ.)

Mon. Mar 28, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[TN1401] (1)Accelerator plan of the nuclear human resource development, and research and development center of the Aomori Prefectural Government

＊Keizo Ishii[1] （1.Tohoku Univ.）

[TN1402] (2)Current Status of Heavy Ion Radiotherapy Project of Yamagata University Faculty of Medicine

＊Takeo Iwai[1] （1.Yamagata Univ.）

[TN1403] (3)Accelerator-experiment education using a 1-MV tandem Van de Graaff accelerator at the Department of Quantum Science and Energy Engineering, Tohoku University

＊Atsuki Terakawa[1] （1.Tohoku Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

加速器・ビーム科学部会セッション「東北地方における加速器応用技術の展開」

（1）青森県原子力人材育成・研究開発拠点施設の加速器計画について

(1) An accelerator plan in R&D and training site for nuclear fields in Aomori

石井慶造、*長谷川晃
東北大学

青森県は現在、六ヶ所村に 2017 年度の供用開始をめざす原子力人材育成・研究開発拠点施設の建設を進めている。この施設では、原子力分野を担う人材の育成、原子力産業を支える基盤となる技術の研究開発を通して、原子力施設の安全性の確保、地域振興と経済活性化を行い、青森県の人づくり・産業づくりに貢献することを目的としている。施設は研究棟、ＲＩ棟、研修棟、機械電気棟からなり、実験設備として RI 棟にサイクロトロン加速器や PET-CT、中性子発生装置などが整備される予定になっている。講演では、施設計画のこれまでの経緯、加速器を用いた今後の研究計画（ＰＥＴ利用、中性子線利用、元素分析利用）の概要や、建屋および施設整備等についての現状を紹介する。

Keizo Ishii and *Akira Hasegawa
Tohoku Univ.

加速器・ビーム科学部会セッション「東北地方における加速器応用技術の展開」

（2）山形大学医学部重粒子線がん治療プロジェクトの現状

(2) Current Status of Heavy Ion Radiotherapy Project of Yamagata University Faculty of Medicine

*岩井 岳夫[1]，後藤 彰[1]，根本 建二[1]，山下 英俊[1]，久保田 功[1]，嘉山 孝正[1]

[1]山形大学医学部

1. 背景

重粒子線がん治療は、ヘリウムより重いイオンを数百 MeV/u 程度まで加速して腫瘍に照射し、がん細胞を死滅させる根治治療法であり、現在ではほとんどの場合炭素イオンを用いて治療が行われている。重粒子線に固有の利点としては、X線や陽子線に抵抗性のがんにも効果が高いこと、分割照射回数が少ないこと、散乱の少ないシャープな線量分布などが挙げられる。この治療法は米国のローレンスバークレー国立研究所で研究が始まったが、千葉市にある放射線医学総合研究所（放医研）の HIMAC(Heavy Ion Medical Accelerator in Chiba)で大きく発展を遂げた。現在では世界で 10 施設（国内 5 施設）が稼働中で、治療人数では日本が 80%以上を占め、この分野では日本が完全に世界的なイニシアチブを握っている状況にある。また産業として見ても日本の大手電機メーカー３社が技術的に先行しており、重粒子線治療を国際的に普及させることは、大幅な輸入超過が続いている医療機器の輸出増を目指す国の方針に沿ったものと言える。

こうした背景を踏まえ、山形大学では東北地方初の重粒子線がん治療施設の設置を目指し、約 10 年前から活動を続けてきた。2012 年度に学長が医学部だけのプロジェクトから全学挙げてのプロジェクトに格上げしたところから設置活動が本格化し、2012 年度と 2013 年度補正予算で研究開発費が措置され、省エネルギー・省スペース・容易なオペレーション・廃棄物低減の４つのコンセプトを掲げた「総合病院接続型・国際展開モデル」としての次世代型重粒子線がん治療施設に繋がる研究開発を実施した。2015 年度文部科学省予算において本体装置および建屋の設置のための予算が正式に認められ、現在建屋の設計作業を進めており、2016 年度中には建物の施工に着手する予定である。現計画では平成 30 年度に建物と装置が設置され、平成 31 年秋の治療開始を目指している。

2. 装置の構成

加速器は群馬大学重粒子線医学研究センター用に開発された普及型小型シンクロトロンをベースとしているが、設置に必要な建築面積を最小化するため加速器を地下に配置し、治療室を２階に配置する立体的配置を採っている（図１、重粒子線施設初）。これにより従来の設置面積 3000m^{2}から 2000m^{2}までの縮小を実現する。基本仕様を表１に示し、以下にその構成について概略を述べる。

2-1. 入射器

入射器はシンクロトロン本体の内側に配置される。イオン源は先行施設同様 ECR イオン源で、RFQ と DTL で 4MeV/u まで加速して、ストリッパーで C^{6+}に変換してからシンクロトロンに入射する。

2-2. シンクロトロン

シンクロトロンは前述の群馬大学や神奈川県立がんセンター重粒子線治療施設(i-ROCK)と同様の周長で、最大加速エネルギーは 430MeV/u である。先行施設に比べて省エネルギー化や電源の省スペース化が図られたものになる予定である。

2-3. スキャニング照射装置

本施設では従来の重粒子線治療施設で実施されてきた拡大ビーム法を採用せず、放医研で開発されたペンシルビームスキャニング方式を採用している。これにより、線量分布の向上、補償フィルタや患者コリメータなど患者毎の部品/廃棄物の大幅な削減、建物遮蔽条件の緩和などの改善が期待される。また、深さ方向のビーム調整に挿入物を使用せず、加速器のエネルギー変更のみにて調整する。

2-4. 超伝導回転ガントリー

今年 1 月に放医研において世界で初めて超伝導電磁石を使用した重粒子線治療用 360° 回転ガントリーが完成したところであるが[1]（重粒子線用ガントリーとしては常伝導電磁石を用いたハイデルベルク大学に次いで 2 基目）、本施設では 2 号機となる超伝導 360° 回転ガントリーが設置される。放医研の初号機に比べて更なる小型軽量化が図られ、初号機の 300t を大幅に下回るものになる予定である。

図 1　山形大学医学部重粒子線治療施設　主要構成機器の配置図[2]

表 1　山形大学医学部重粒子線治療装置の基本仕様

加速イオン	C^{6+}
加速粒子数	3×10^{9} ppp 以上
出射ビーム強度	3×10^{7}～1×10^{9} pps 可変
出射エネルギー	50～430MeV/u（可変）、約 600 階調
シンクロトロン周長	63.3m
シンクロトロン偏向電磁石磁場	1.5T 程度
繰り返し周期	最短 6 秒以下、最大フラットトップ時間 30 秒以上
エネルギー変更時間	200ms （飛程 0.5mm ピッチあたり）
スキャニング方式	呼吸同期可能な高速スキャニング
スキャニング速度	水平 80mm/ms 以上、垂直 40mm/ms 以上
回転ガントリーエンドリング直径	約 5.5m
回転ガントリー回転角	±180°
回転ガントリー位置決め精度	±0.2°

出典

[1] 放医研プレスリリース http://www.nirs.go.jp/information/press/2016/01_08.shtml

[2] 東芝プレスリリース http://www.toshiba.co.jp/about/press/2015_11/pr_j1001.htm

*Takeo Iwai[1], Akira Goto[1], Kenji Nemoto[1], Hidetoshi Yamashita[1], Isao Kubota[1] and Takamasa Kayama[1]

[1]Yamagata Univ. Faculty of Medicine

加速器・ビーム科学部会セッション「東北地方における加速器応用技術の展開」

(3) 東北大学量子エネルギー工学専攻の 1MV タンデム･バンデグラーフ型加速器を用いた加速器実験教育

(3) Accelerator-experiment education using a 1-MV tandem Van de Graaff accelerator at the Department of Quantum Science and Energy Engineering, Tohoku University

*寺川 貴樹，石井 慶造，松山 成男，野上 修平，福田 誠，長谷川 晃，藤澤 政則，
三輪 美沙子，永谷隆男
東北大学　量子エネルギー工学専攻

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災で、東北大学　量子エネルギー工学専攻の臨界未満実験室のコッククロフト加速器（学部学生の実験教育に使用）が全損した．それに替わる新加速器として、米国 National Electrostatics 社製　1MV タンデムバンデグラフ（ペレトロン）加速器システム 3SDH-2 一式が 2014 年 8 月にに導入された。本加速器では、最大ターミナル電圧 1 MV により、2 MeV の陽子ビーム、q 価のイオンの場合には(q+1) MeV のイオンビームが加速可能である。

2. 加速器システムの構成

タンデムバンデグラフ型加速器システムは、負イオン源、入射ライン、加速器本体、出射ライン、および実験用ビームラインから構成されている（図１）。負イオン源は RF 型イオン源およびセシウムスパッタ型イオン源の２機あり、陽子から各種重イオンまで、実験に応じて様々なイオンビームを供給することができる。実験用ビームラインは予算の関係で加速器と同時には導入されていない。現在、学生実験用の１つのビームライン（15° ビームライン）のみ設置した状況である。

3. 加速テストおよび学生実験教育

加速テストは、陽子、He、Si、Fe および Au のイオンビームを用いて行われた。15° ビームラインのターゲット位置における最大ビーム強度として、陽子で 10 μ A、Si で 20 μ A, Fe で 5 μ A まで得られている。今年度の学生実験では、ステンレス鋼試験片の照射効果について Fe イオンビームによる実験を実施した。なお、学生実験は、旧加速器全損による実験中断以来、4 年ぶりの再開であった。なお、当日のセッションでは、ビーム加速テスト、学生実験および本加速器を利用した実験計画について述べる予定である。

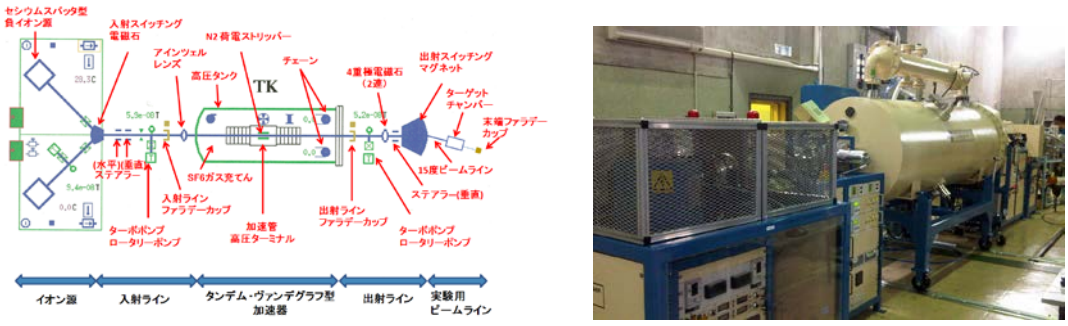


図１　東北大学　臨界未満実験施設に導入された 1MV タンデムバンデグラフ加速器

*Atsuki Terakawa, Keizo, Ishii, Shigeo Matsuyama, Shuhei Nogami, Makoto Fukuda, Akira Hasegawa, Masanori Fujisawa, Masako Miwa, Takao Nagaya
Tohoku Univ.

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 3

[BC07] Basic principles to continuously adopt measures for safety improvements at nuclear power plants(the third session)

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 28, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room P (Lecture Rooms C C200)

[BC0701] (1)Ideal status for continuous safety improvement

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

[BC0702] (2)Summary of the report on basic principles to continuously adopt measures for safety improvements at nuclear power plants

＊Tadahiko Kawai[1] （1.JANSI）

[BC0703] (3)General discussion

Naoto Sekimura[1], Seiichi Koshizuka[1], Takehiko Nakamura[2], Yoshiyuki Narumiya[3], Masahide Suzuki[4] （1.Univ. of Tokyo, 2.JAEA, 3.KEPCO, 4.Nagaoka Univ. of Technol.）

©Atomic Energy Society of Japan

標準委員会セッション 3（システム安全専門部会，リスク専門部会合同）

原子力プラントの継続的な安全性向上対策採用の考え方（その 3）

Basic principles to continuously adopt measures for safety improvements at nuclear power plants (the third session)

*越塚　誠一[1]，*河井　忠比古[2]，*関村　直人[1]，*中村　武彦[3]，*成宮　祥介[4]，*鈴木　雅秀[5]
[1]東京大学，[2]JANSI，[3]JAEA，[4]関西電力，[5]長岡技術科学大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島第一事故という。）に関する各種報告書が、この事故の背後要因の主要なものの 1 つとし原子力安全のための継続的改善の必要性、重要性を、教訓や提言として出している。安全性向上対策の採否を決定する際には、自主的、強制的を問わず、決定論的評価、確率論的評価、並びに優れた工学的慣行、運転実績や管理措置を考慮に入れて、一貫性がありバランスの取れた選択をすることが大事である。

福島第一事故後に、新規制基準において継続的安全性向上が規定されたが、安全向上対策採否の具体的な考え方については記述されていない。すなわち、新知見をどのようにして反映していくか、リスク重要度とは何か、猶予期間はどうあるべきか、などについて明らかでない。

そこで、2014 年に日本原子力学会標準委員会に安全性向上対策採用の考え方に関するタスク（以下、本タスクという）が設置された。本タスクでは、原子力発電所の安全確保が、科学的、合理的根拠に基づいて総合的にかつ一体的に着実に進展していくように、安全性向上対策採用の考え方に関する国内外の具体論を分析し、自主的、強制的を問わず、統合的な安全性向上対策採用の考え方に係る学会としての考え方を検討してきた。また、日本原子力学会 2014 年秋の大会および 2015 年春の年会において、標準委員会セッションとして本タスクでの検討状況を報告してきた。このような経緯を経て、本タスクの報告書を取り纏めることになったので、ここではその紹介をおこなう。

2. 総合的、俯瞰的な安全性向上のための意思決定の考え方

現代の社会を取り巻く環境を見ると、人の快適な生活を脅かすような様々なリスクに囲まれている。このような社会の中で、科学技術の発展や産業活動による経済の発展がもたらすベネフィット（便益）を享受しつつ、それに伴うリスクから人々の生命や財産、社会の秩序をまもるために行われるのが「リスクガバナンス（risk governance)」である。社会環境が複雑化し、リスクも多様化、不確実性が増加する中で、これらのリスクに対応するには、過去の成功事例の手法に学ぶというよりも、失敗を避けて成功のためにリスクをどのように捉えレジリエンスをも考慮してコントロールして行くか、また、リスクは顕現化すると想定して事前の備えを行うインテンリジェンスを如何に行うか、が重要となってきている。

【海外における意思決定プロセスの事例】

海外においては、企業や組織が目的達成のために意思決定を行い、業務を遂行する際に生ずるあらゆるリスクを戦略的に最適化し、企業価値の最大化を図るマネジメントを行っている。一方、企業の社会的責任（Corporate Social Responsibility : CSR）も大きく取り上げられ、企業のみならずあらゆる組織において社会のステークホルダー（利害関係者 stakeholder）との関係を抜きにしては適切な意思決定ができない状況と

*Seiichi Koshizuka[1], *Tadahiko Kawai[2], *Naoto Sekimura[1], *Takehiko Nakamura[3], *Yoshiyuki Narumiya[4] and *Masahide Suzuki[5]
[1]Tokyo Univ., [2]JANSI , [3]JAEA, [4]KEPCO, [5]Nagaoka Univ.

なっている。最近では、このような関係を考慮して、米国の NASA や NRC をはじめ宇宙、防衛、原子力などの先端技術分野では前述のリスクマネジメントを更に拡張して、リスク情報を活用した意思決定プロセス RIDM を組み込むマネジメントシステムを採用し、ステークホルダーとのコミュニケーションを通じて、リスク対応のマネジメントや意思決定の最適化を図ることが広く進められている。

図表 19　NASA RIDM プロセスでの役割とインターフェース

3. 安全性向上対策採用に係る海外事例検討

本章では、安全性向上に向けたシビアアクシデント対策導入のための米国、英国における代表的な意思決定手法について、リスク情報活用を含めた基本的考え方、適用事例及び規制機関、産業界の動向等に関する調査を行った。

米国では、既設炉における法規制の制改定や規制要件の見直し等により、安全性の実質的な向上とこれに係る費用等の正当性についてバリュー・インパクト分析を行い、NRC が最終的な規制を決定するバックフィット、既設炉または新設炉を対象に各々シビアアクシデント時における影響緩和代替案、または設計代替案に対してコスト・ベネフィット評価を行って判断する SAMA、SAMDA がある。

一方、英国では、基本安全限度（BSL）、基本安全目標（BSO）が数値基準として設定され、これらの間のリスク受忍可能範囲内（ALARP）でリスク低減を図る安全評価原則（SAP）の考え方がある。英国では、規制当局がこれらの数値基準に基づいて事業者の安全性向上活動のプロセス及び安全性向上対策の妥当性について評価を行っている。

【米国、英国での安全性向上対策採用に関する主な評価事例の概要】

(1) 米国におけるバリュー・インパクト分析の検討例

SBO 規則に関しては、1988 年に NRC は国内 100 プラントを対象に規制措置代替案実施に伴うバリュー（公衆被ばくの低減、環境の改善及びリスク等の低減）とインパクト（安全、環境及び経済性等への悪影響）を定量評価し、評価基準の 2.4 倍のバリューが得られることを確認した。一方、NRC によるフィルター・ベントの設置に関するバリュー・インパクト分析では、インパクトがバリューを大幅に上回り、対費用効果が無いことが確認された。その後、NRC と産業界との間で成立性に関する活発な議論がなされたものの、最終的には 2015 年にフィルター・ベントの設置義務化を成文化しないことが NRC で正式に決定された。

また、新設炉の SAMA/SAMDA 評価としては、ABWR、ESBWR、AP1000、EPR、APWR、APR1400 等の型式認定申請の事例があるが、標準設計以上のシビアアクシデント対応代替案や改良案がいずれも

バリュー・インパクト上効果的ではないことが示されている。

(2) 英国における定量的 ALARP 評価の実施事例

GDA の評価において、EPR では、ALARP 評価に供する設計代替案 7 案を選定し、定量的 ALARP 評価を行い、設計代替案のコストを設計代替案実施によるリスク低減と比較した結果、代替設計案のいずれもコスト上効果的ではないことが確認された。また、AP1000 でも、ALARP 評価に供する設計代替案（14 案)、設計改良案（2 案）を選定し、定量的 ALARP 評価を行ったが、同様に設計代替案及び設計改良案のいずれもコスト上効果的ではないことが確認された。

既設炉である Sizewell B の定期安全レビューやストレステストに際しても ALARP に関する評価が行われ、得られた結果、検討課題に基づいて事業者は改善すべき領域を摘出し、適切な安全性向上策を実施してゆくとしている。

4. 安全性向上対策の採用に係る意思決定プロセスの在り方と課題

【安全性向上への取り組みの基本となる考え方】

原子力発電所の安全確保の達成のためには、全てのステークホルダー（規制当局・電力事業者・メーカー・学術団体・地域住民・一般市民等）が、合理的に実行可能な限り出来るだけリスクを低くするという ALARA の考え方の下、それぞれの役割における取組みに継続的な改善を行ない、安全性向上に努める必要がある。

また、ステークホルダーからの理解という社会的な視点や、安全目標に照らしてどこまで安全性を向上させるべきかという視点、深層防護や防災による対応をどこまで行うべきかという視点、など色々な要素を考慮したうえで、総合的にリスクを低減することが重要である。ソフトウェア・ハードウェア・マネジメントにまで至る種々の策の実施において必要となるリソース（人的資源、費用）は無限大に存在する訳ではなく、効果的に配分する必要がある。

原子力事業は社会的リスクを伴うものであるが故に、適切なリスクガバナンスの枠組みの下で、各組織は、常に安全性向上の更なる高みを目指して適切なリスクマネジメントを実施する必要がある。また、多様なステークホルダーとのコミュニケーションを行い、日々変化していく原子力安全を巡る社会情勢、社会風土等と整合を図る。

上記の 2.及び 3.でまとめられている意思決定の考え方に関する国内外の調査結果を参考とし、包括的・継続的な安全性向上の枠組みを図 5-1 に示すように描いた。

【安全性向上の枠組みを踏まえた統合的意思決定プロセス】

安全性向上を目指して種々の意思決定をする際に、どのように考え、どのように評価し、どのような手順で決定することが適切であるか、実効的であるかを考察し、個々の実施事項とその関係性を明らかにした統合的意思決定プロセスを図 5-2 に示した。本プロセスを参考に、各組織の実態に応じて、確実に展開されていくことが重要である。

「問題の設定」では、取り組むべき対象、目標、解決の方向性を明確にするとともに、問題のプロフィールの把握を行う。最新の科学的知見や社会的要求、対策の実効性評価の結果等が契機となる。「選択肢候補の考案」では、対策の実行可能性にかかわらず、複数の幅広い対策を選択肢候補として考案する。「統合的な分析」では、各キーエレメントの観点からの分析、キーエレメントの相対的な重み付け、を行い選択肢候補から選択肢として提案するとともに、その分析結果を意思決定者の判断材料としてまとめる。ここでは、分析におけるバイアスの排除のため、専門家パネルを活用することも有効である。「意思決定（選択肢の採否の決定)」では、「統合的な分析」から得られた選択肢と分析結果に基づき、選択肢の採否に係る意思決定を行う。「意思決定結果の実施」では、採用した対策を計画に従い確実に実施するとともに、想定を

超える事態に対し適切な対応が出来るよう、体制、工程、マネジメント策定などを行う。「モニタリングと実効性の評価」では、実施した対策の実効性の評価や、意思決定時の前提に変化がないかのモニタリングを行い、見直すべきとなった場合には、「問題の設定」に戻り、再度プロセスを廻し検討する。上記のプロセスを通じて、各実施項目内及び実施項目間では組織内・組織外とのコミュニケーションを行うとともに、意思決定プロセスの文書化、体制などもプロセスを進める上では重要となる。

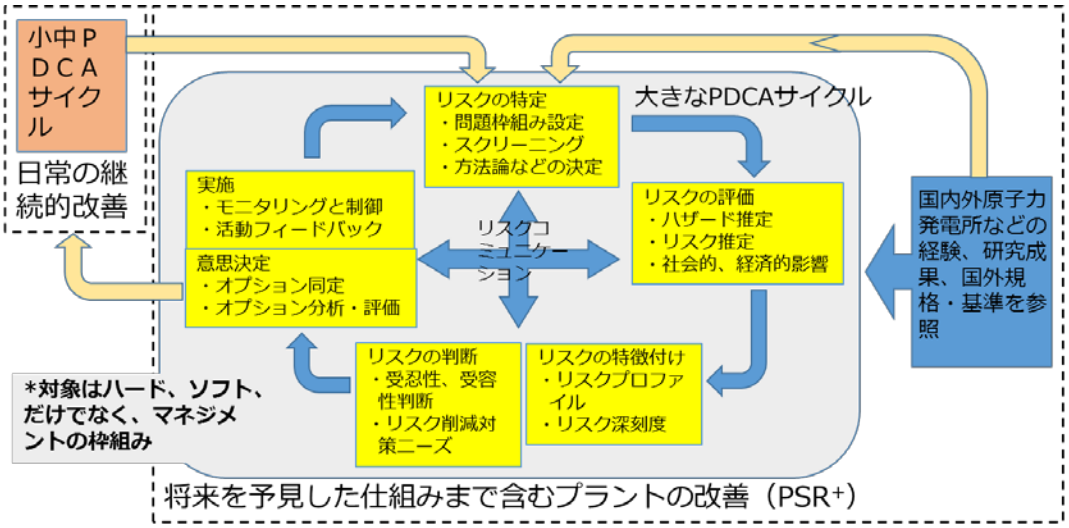


図 5-1　包括的・継続的な安全性向上の枠組み

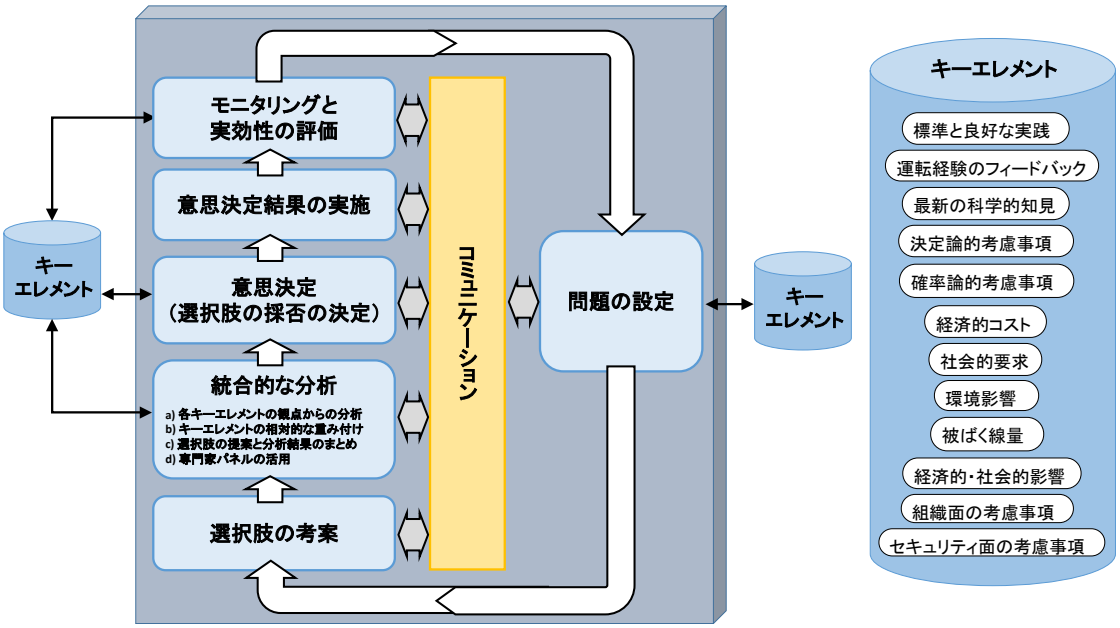


図 5-2　統合的意思決定プロセス

5. 安全性向上の対応策を講じる際の意思決定の実施手順の提案(例示)

本章では上記の 4.で提唱された統合的意思決定プロセスを参考に、具体的な事例について意思決定の具体的な対策を事例として取り上げ、意思決定の実施手順と関連付けてその内容を検討、整理し、課題を摘出する。事例として、以下の 4 つの事例について意思決定の実施手順と関連付けて整理を試みた。

・安全上評価すべき重要事故ｼｰｹﾝｽｸﾞﾙｰﾌﾟ選定検討における統合的意思決定プロセス

・ATWS 対策
・SBO 対策
・自然現象及び人為事象に対する安全対策検討における統合的意思決定プロセス

上記の事例検討から以下の課題を抽出した。

6. まとめ

本タスクにおいては、安全性向上対策に関する意思決定の国内外の事例を分析、評価しつつ、継続的な安全性向上のあり方、考え方を整理し纏め、そこから実際に安全性向上の意思決定を行おうとした時に解決しておくべき重要な課題を抽出した。これらの課題に対して、我が国の現状を踏まえつつ、本タスクにおいて今後の進め方を議論した結果、当面急ぐ課題対応としては下記の 2 点が合意された。

・関係組織が新知見の共有、評価を行えるような作業会を設置する。
・コスト・ベネフィット解析の実施の考え方の標準作り、及び意思決定プロセスをさらに具体化した標準作りを推進する。

標準委員会セッション 3（システム安全専門部会，リスク専門部会合同）

原子力プラントの継続的な安全性向上対策採用の考え方（その 3）

Basic principles to continuously adopt measures for safety improvements at nuclear power plants (the third session)

*越塚　誠一[1]，*河井　忠比古[2]，*関村　直人[1]，*中村　武彦[3]，*成宮　祥介[4]，*鈴木　雅秀[5]
[1]東京大学，[2]JANSI，[3]JAEA，[4]関西電力，[5]長岡技術科学大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島第一事故という。）に関する各種報告書が、この事故の背後要因の主要なものの 1 つとし原子力安全のための継続的改善の必要性、重要性を、教訓や提言として出している。安全性向上対策の採否を決定する際には、自主的、強制的を問わず、決定論的評価、確率論的評価、並びに優れた工学的慣行、運転実績や管理措置を考慮に入れて、一貫性がありバランスの取れた選択をすることが大事である。

福島第一事故後に、新規制基準において継続的安全性向上が規定されたが、安全向上対策採否の具体的な考え方については記述されていない。すなわち、新知見をどのようにして反映していくか、リスク重要度とは何か、猶予期間はどうあるべきか、などについて明らかでない。

そこで、2014 年に日本原子力学会標準委員会に安全性向上対策採用の考え方に関するタスク（以下、本タスクという）が設置された。本タスクでは、原子力発電所の安全確保が、科学的、合理的根拠に基づいて総合的にかつ一体的に着実に進展していくように、安全性向上対策採用の考え方に関する国内外の具体論を分析し、自主的、強制的を問わず、統合的な安全性向上対策採用の考え方に係る学会としての考え方を検討してきた。また、日本原子力学会 2014 年秋の大会および 2015 年春の年会において、標準委員会セッションとして本タスクでの検討状況を報告してきた。このような経緯を経て、本タスクの報告書を取り纏めることになったので、ここではその紹介をおこなう。

2. 総合的、俯瞰的な安全性向上のための意思決定の考え方

現代の社会を取り巻く環境を見ると、人の快適な生活を脅かすような様々なリスクに囲まれている。このような社会の中で、科学技術の発展や産業活動による経済の発展がもたらすベネフィット（便益）を享受しつつ、それに伴うリスクから人々の生命や財産、社会の秩序をまもるために行われるのが「リスクガバナンス（risk governance)」である。社会環境が複雑化し、リスクも多様化、不確実性が増加する中で、これらのリスクに対応するには、過去の成功事例の手法に学ぶというよりも、失敗を避けて成功のためにリスクをどのように捉えレジリエンスをも考慮してコントロールして行くか、また、リスクは顕現化すると想定して事前の備えを行うインテンリジェンスを如何に行うか、が重要となってきている。

【海外における意思決定プロセスの事例】

海外においては、企業や組織が目的達成のために意思決定を行い、業務を遂行する際に生ずるあらゆるリスクを戦略的に最適化し、企業価値の最大化を図るマネジメントを行っている。一方、企業の社会的責任（Corporate Social Responsibility : CSR）も大きく取り上げられ、企業のみならずあらゆる組織において社会のステークホルダー（利害関係者 stakeholder）との関係を抜きにしては適切な意思決定ができない状況と

*Seiichi Koshizuka[1], *Tadahiko Kawai[2], *Naoto Sekimura[1], *Takehiko Nakamura[3], *Yoshiyuki Narumiya[4] and *Masahide Suzuki[5]
[1]Tokyo Univ., [2]JANSI , [3]JAEA, [4]KEPCO, [5]Nagaoka Univ.

なっている。最近では、このような関係を考慮して、米国の NASA や NRC をはじめ宇宙、防衛、原子力などの先端技術分野では前述のリスクマネジメントを更に拡張して、リスク情報を活用した意思決定プロセス RIDM を組み込むマネジメントシステムを採用し、ステークホルダーとのコミュニケーションを通じて、リスク対応のマネジメントや意思決定の最適化を図ることが広く進められている。

図表 19　NASA RIDM プロセスでの役割とインターフェース

3. 安全性向上対策採用に係る海外事例検討

本章では、安全性向上に向けたシビアアクシデント対策導入のための米国、英国における代表的な意思決定手法について、リスク情報活用を含めた基本的考え方、適用事例及び規制機関、産業界の動向等に関する調査を行った。

米国では、既設炉における法規制の制改定や規制要件の見直し等により、安全性の実質的な向上とこれに係る費用等の正当性についてバリュー・インパクト分析を行い、NRC が最終的な規制を決定するバックフィット、既設炉または新設炉を対象に各々シビアアクシデント時における影響緩和代替案、または設計代替案に対してコスト・ベネフィット評価を行って判断する SAMA、SAMDA がある。

一方、英国では、基本安全限度（BSL）、基本安全目標（BSO）が数値基準として設定され、これらの間のリスク受忍可能範囲内（ALARP）でリスク低減を図る安全評価原則（SAP）の考え方がある。英国では、規制当局がこれらの数値基準に基づいて事業者の安全性向上活動のプロセス及び安全性向上対策の妥当性について評価を行っている。

【米国、英国での安全性向上対策採用に関する主な評価事例の概要】

(1) 米国におけるバリュー・インパクト分析の検討例

SBO 規則に関しては、1988 年に NRC は国内 100 プラントを対象に規制措置代替案実施に伴うバリュー（公衆被ばくの低減、環境の改善及びリスク等の低減）とインパクト（安全、環境及び経済性等への悪影響）を定量評価し、評価基準の 2.4 倍のバリューが得られることを確認した。一方、NRC によるフィルター・ベントの設置に関するバリュー・インパクト分析では、インパクトがバリューを大幅に上回り、対費用効果が無いことが確認された。その後、NRC と産業界との間で成立性に関する活発な議論がなされたものの、最終的には 2015 年にフィルター・ベントの設置義務化を成文化しないことが NRC で正式に決定された。

また、新設炉の SAMA/SAMDA 評価としては、ABWR、ESBWR、AP1000、EPR、APWR、APR1400 等の型式認定申請の事例があるが、標準設計以上のシビアアクシデント対応代替案や改良案がいずれも

バリュー・インパクト上効果的ではないことが示されている。

(2) 英国における定量的 ALARP 評価の実施事例

GDA の評価において、EPR では、ALARP 評価に供する設計代替案 7 案を選定し、定量的 ALARP 評価を行い、設計代替案のコストを設計代替案実施によるリスク低減と比較した結果、代替設計案のいずれもコスト上効果的ではないことが確認された。また、AP1000 でも、ALARP 評価に供する設計代替案（14 案)、設計改良案（2 案）を選定し、定量的 ALARP 評価を行ったが、同様に設計代替案及び設計改良案のいずれもコスト上効果的ではないことが確認された。

既設炉である Sizewell B の定期安全レビューやストレステストに際しても ALARP に関する評価が行われ、得られた結果、検討課題に基づいて事業者は改善すべき領域を摘出し、適切な安全性向上策を実施してゆくとしている。

4. 安全性向上対策の採用に係る意思決定プロセスの在り方と課題

【安全性向上への取り組みの基本となる考え方】

原子力発電所の安全確保の達成のためには、全てのステークホルダー（規制当局・電力事業者・メーカー・学術団体・地域住民・一般市民等）が、合理的に実行可能な限り出来るだけリスクを低くするという ALARA の考え方の下、それぞれの役割における取組みに継続的な改善を行ない、安全性向上に努める必要がある。

また、ステークホルダーからの理解という社会的な視点や、安全目標に照らしてどこまで安全性を向上させるべきかという視点、深層防護や防災による対応をどこまで行うべきかという視点、など色々な要素を考慮したうえで、総合的にリスクを低減することが重要である。ソフトウェア・ハードウェア・マネジメントにまで至る種々の策の実施において必要となるリソース（人的資源、費用）は無限大に存在する訳ではなく、効果的に配分する必要がある。

原子力事業は社会的リスクを伴うものであるが故に、適切なリスクガバナンスの枠組みの下で、各組織は、常に安全性向上の更なる高みを目指して適切なリスクマネジメントを実施する必要がある。また、多様なステークホルダーとのコミュニケーションを行い、日々変化していく原子力安全を巡る社会情勢、社会風土等と整合を図る。

上記の 2.及び 3.でまとめられている意思決定の考え方に関する国内外の調査結果を参考とし、包括的・継続的な安全性向上の枠組みを図 5-1 に示すように描いた。

【安全性向上の枠組みを踏まえた統合的意思決定プロセス】

安全性向上を目指して種々の意思決定をする際に、どのように考え、どのように評価し、どのような手順で決定することが適切であるか、実効的であるかを考察し、個々の実施事項とその関係性を明らかにした統合的意思決定プロセスを図 5-2 に示した。本プロセスを参考に、各組織の実態に応じて、確実に展開されていくことが重要である。

「問題の設定」では、取り組むべき対象、目標、解決の方向性を明確にするとともに、問題のプロフィールの把握を行う。最新の科学的知見や社会的要求、対策の実効性評価の結果等が契機となる。「選択肢候補の考案」では、対策の実行可能性にかかわらず、複数の幅広い対策を選択肢候補として考案する。「統合的な分析」では、各キーエレメントの観点からの分析、キーエレメントの相対的な重み付け、を行い選択肢候補から選択肢として提案するとともに、その分析結果を意思決定者の判断材料としてまとめる。ここでは、分析におけるバイアスの排除のため、専門家パネルを活用することも有効である。「意思決定（選択肢の採否の決定)」では、「統合的な分析」から得られた選択肢と分析結果に基づき、選択肢の採否に係る意思決定を行う。「意思決定結果の実施」では、採用した対策を計画に従い確実に実施するとともに、想定を

超える事態に対し適切な対応が出来るよう、体制、工程、マネジメント策定などを行う。「モニタリングと実効性の評価」では、実施した対策の実効性の評価や、意思決定時の前提に変化がないかのモニタリングを行い、見直すべきとなった場合には、「問題の設定」に戻り、再度プロセスを廻し検討する。上記のプロセスを通じて、各実施項目内及び実施項目間では組織内・組織外とのコミュニケーションを行うとともに、意思決定プロセスの文書化、体制などもプロセスを進める上では重要となる。

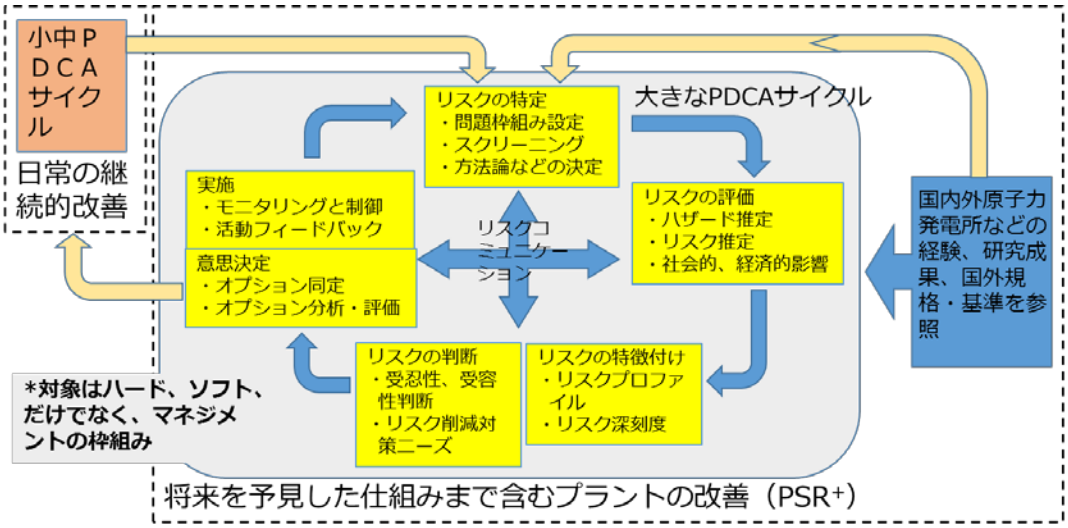


図 5-1　包括的・継続的な安全性向上の枠組み

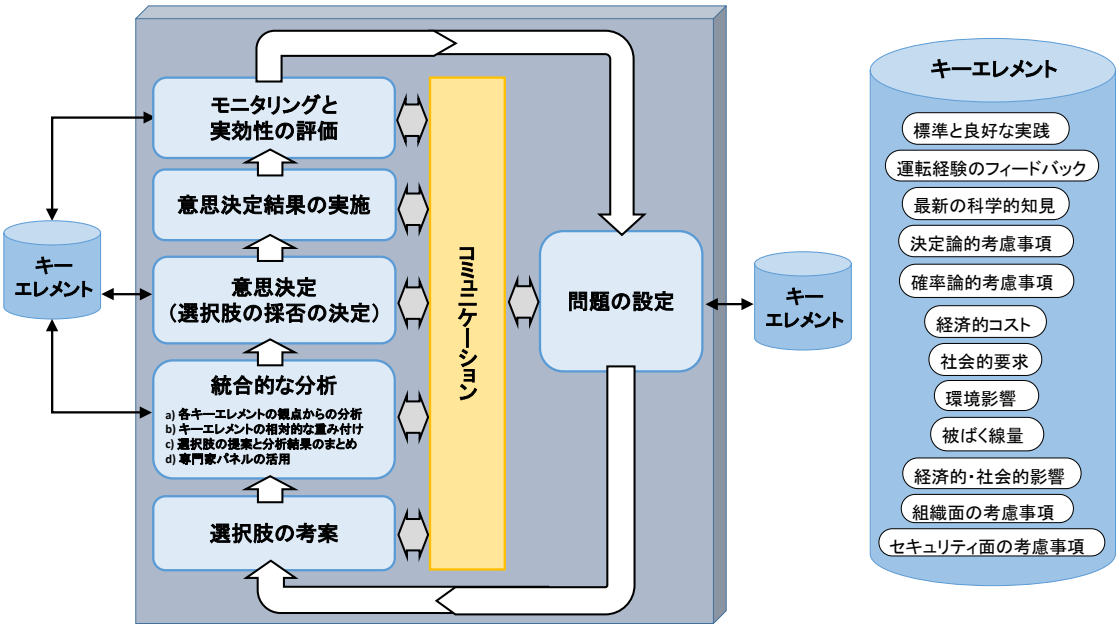


図 5-2　統合的意思決定プロセス

5. 安全性向上の対応策を講じる際の意思決定の実施手順の提案(例示)

本章では上記の 4.で提唱された統合的意思決定プロセスを参考に、具体的な事例について意思決定の具体的な対策を事例として取り上げ、意思決定の実施手順と関連付けてその内容を検討、整理し、課題を摘出する。事例として、以下の 4 つの事例について意思決定の実施手順と関連付けて整理を試みた。

・安全上評価すべき重要事故ｼｰｹﾝｽｸﾞﾙｰﾌﾟ選定検討における統合的意思決定プロセス

・ATWS 対策
・SBO 対策
・自然現象及び人為事象に対する安全対策検討における統合的意思決定プロセス

上記の事例検討から以下の課題を抽出した。

6. まとめ

本タスクにおいては、安全性向上対策に関する意思決定の国内外の事例を分析、評価しつつ、継続的な安全性向上のあり方、考え方を整理し纏め、そこから実際に安全性向上の意思決定を行おうとした時に解決しておくべき重要な課題を抽出した。これらの課題に対して、我が国の現状を踏まえつつ、本タスクにおいて今後の進め方を議論した結果、当面急ぐ課題対応としては下記の 2 点が合意された。

・関係組織が新知見の共有、評価を行えるような作業会を設置する。
・コスト・ベネフィット解析の実施の考え方の標準作り、及び意思決定プロセスをさらに具体化した標準作りを推進する。

標準委員会セッション 3（システム安全専門部会，リスク専門部会合同）

原子力プラントの継続的な安全性向上対策採用の考え方（その 3）

Basic principles to continuously adopt measures for safety improvements at nuclear power plants (the third session)

*越塚　誠一[1]，*河井　忠比古[2]，*関村　直人[1]，*中村　武彦[3]，*成宮　祥介[4]，*鈴木　雅秀[5]
[1]東京大学，[2]JANSI，[3]JAEA，[4]関西電力，[5]長岡技術科学大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島第一事故という。）に関する各種報告書が、この事故の背後要因の主要なものの 1 つとし原子力安全のための継続的改善の必要性、重要性を、教訓や提言として出している。安全性向上対策の採否を決定する際には、自主的、強制的を問わず、決定論的評価、確率論的評価、並びに優れた工学的慣行、運転実績や管理措置を考慮に入れて、一貫性がありバランスの取れた選択をすることが大事である。

福島第一事故後に、新規制基準において継続的安全性向上が規定されたが、安全向上対策採否の具体的な考え方については記述されていない。すなわち、新知見をどのようにして反映していくか、リスク重要度とは何か、猶予期間はどうあるべきか、などについて明らかでない。

そこで、2014 年に日本原子力学会標準委員会に安全性向上対策採用の考え方に関するタスク（以下、本タスクという）が設置された。本タスクでは、原子力発電所の安全確保が、科学的、合理的根拠に基づいて総合的にかつ一体的に着実に進展していくように、安全性向上対策採用の考え方に関する国内外の具体論を分析し、自主的、強制的を問わず、統合的な安全性向上対策採用の考え方に係る学会としての考え方を検討してきた。また、日本原子力学会 2014 年秋の大会および 2015 年春の年会において、標準委員会セッションとして本タスクでの検討状況を報告してきた。このような経緯を経て、本タスクの報告書を取り纏めることになったので、ここではその紹介をおこなう。

2. 総合的、俯瞰的な安全性向上のための意思決定の考え方

現代の社会を取り巻く環境を見ると、人の快適な生活を脅かすような様々なリスクに囲まれている。このような社会の中で、科学技術の発展や産業活動による経済の発展がもたらすベネフィット（便益）を享受しつつ、それに伴うリスクから人々の生命や財産、社会の秩序をまもるために行われるのが「リスクガバナンス（risk governance)」である。社会環境が複雑化し、リスクも多様化、不確実性が増加する中で、これらのリスクに対応するには、過去の成功事例の手法に学ぶというよりも、失敗を避けて成功のためにリスクをどのように捉えレジリエンスをも考慮してコントロールして行くか、また、リスクは顕現化すると想定して事前の備えを行うインテンリジェンスを如何に行うか、が重要となってきている。

【海外における意思決定プロセスの事例】

海外においては、企業や組織が目的達成のために意思決定を行い、業務を遂行する際に生ずるあらゆるリスクを戦略的に最適化し、企業価値の最大化を図るマネジメントを行っている。一方、企業の社会的責任（Corporate Social Responsibility : CSR）も大きく取り上げられ、企業のみならずあらゆる組織において社会のステークホルダー（利害関係者 stakeholder）との関係を抜きにしては適切な意思決定ができない状況と

*Seiichi Koshizuka[1], *Tadahiko Kawai[2], *Naoto Sekimura[1], *Takehiko Nakamura[3], *Yoshiyuki Narumiya[4] and *Masahide Suzuki[5]
[1]Tokyo Univ., [2]JANSI , [3]JAEA, [4]KEPCO, [5]Nagaoka Univ.

なっている。最近では、このような関係を考慮して、米国の NASA や NRC をはじめ宇宙、防衛、原子力などの先端技術分野では前述のリスクマネジメントを更に拡張して、リスク情報を活用した意思決定プロセス RIDM を組み込むマネジメントシステムを採用し、ステークホルダーとのコミュニケーションを通じて、リスク対応のマネジメントや意思決定の最適化を図ることが広く進められている。

図表 19　NASA RIDM プロセスでの役割とインターフェース

3. 安全性向上対策採用に係る海外事例検討

本章では、安全性向上に向けたシビアアクシデント対策導入のための米国、英国における代表的な意思決定手法について、リスク情報活用を含めた基本的考え方、適用事例及び規制機関、産業界の動向等に関する調査を行った。

米国では、既設炉における法規制の制改定や規制要件の見直し等により、安全性の実質的な向上とこれに係る費用等の正当性についてバリュー・インパクト分析を行い、NRC が最終的な規制を決定するバックフィット、既設炉または新設炉を対象に各々シビアアクシデント時における影響緩和代替案、または設計代替案に対してコスト・ベネフィット評価を行って判断する SAMA、SAMDA がある。

一方、英国では、基本安全限度（BSL）、基本安全目標（BSO）が数値基準として設定され、これらの間のリスク受忍可能範囲内（ALARP）でリスク低減を図る安全評価原則（SAP）の考え方がある。英国では、規制当局がこれらの数値基準に基づいて事業者の安全性向上活動のプロセス及び安全性向上対策の妥当性について評価を行っている。

【米国、英国での安全性向上対策採用に関する主な評価事例の概要】

(1) 米国におけるバリュー・インパクト分析の検討例

SBO 規則に関しては、1988 年に NRC は国内 100 プラントを対象に規制措置代替案実施に伴うバリュー（公衆被ばくの低減、環境の改善及びリスク等の低減）とインパクト（安全、環境及び経済性等への悪影響）を定量評価し、評価基準の 2.4 倍のバリューが得られることを確認した。一方、NRC によるフィルター・ベントの設置に関するバリュー・インパクト分析では、インパクトがバリューを大幅に上回り、対費用効果が無いことが確認された。その後、NRC と産業界との間で成立性に関する活発な議論がなされたものの、最終的には 2015 年にフィルター・ベントの設置義務化を成文化しないことが NRC で正式に決定された。

また、新設炉の SAMA/SAMDA 評価としては、ABWR、ESBWR、AP1000、EPR、APWR、APR1400 等の型式認定申請の事例があるが、標準設計以上のシビアアクシデント対応代替案や改良案がいずれも

バリュー・インパクト上効果的ではないことが示されている。

(2) 英国における定量的 ALARP 評価の実施事例

GDA の評価において、EPR では、ALARP 評価に供する設計代替案 7 案を選定し、定量的 ALARP 評価を行い、設計代替案のコストを設計代替案実施によるリスク低減と比較した結果、代替設計案のいずれもコスト上効果的ではないことが確認された。また、AP1000 でも、ALARP 評価に供する設計代替案（14 案）、設計改良案（2 案）を選定し、定量的 ALARP 評価を行ったが、同様に設計代替案及び設計改良案のいずれもコスト上効果的ではないことが確認された。

既設炉である Sizewell B の定期安全レビューやストレステストに際しても ALARP に関する評価が行われ、得られた結果、検討課題に基づいて事業者は改善すべき領域を摘出し、適切な安全性向上策を実施してゆくとしている。

4. 安全性向上対策の採用に係る意思決定プロセスの在り方と課題

【安全性向上への取り組みの基本となる考え方】

原子力発電所の安全確保の達成のためには、全てのステークホルダー（規制当局・電力事業者・メーカー・学術団体・地域住民・一般市民等）が、合理的に実行可能な限り出来るだけリスクを低くするという ALARA の考え方の下、それぞれの役割における取組みに継続的な改善を行ない、安全性向上に努める必要がある。

また、ステークホルダーからの理解という社会的な視点や、安全目標に照らしてどこまで安全性を向上させるべきかという視点、深層防護や防災による対応をどこまで行うべきかという視点、など色々な要素を考慮したうえで、総合的にリスクを低減することが重要である。ソフトウェア・ハードウェア・マネジメントにまで至る種々の策の実施において必要となるリソース（人的資源、費用）は無限大に存在する訳ではなく、効果的に配分する必要がある。

原子力事業は社会的リスクを伴うものであるが故に、適切なリスクガバナンスの枠組みの下で、各組織は、常に安全性向上の更なる高みを目指して適切なリスクマネジメントを実施する必要がある。また、多様なステークホルダーとのコミュニケーションを行い、日々変化していく原子力安全を巡る社会情勢、社会風土等と整合を図る。

上記の 2.及び 3.でまとめられている意思決定の考え方に関する国内外の調査結果を参考とし、包括的・継続的な安全性向上の枠組みを図 5-1 に示すように描いた。

【安全性向上の枠組みを踏まえた統合的意思決定プロセス】

安全性向上を目指して種々の意思決定をする際に、どのように考え、どのように評価し、どのような手順で決定することが適切であるか、実効的であるかを考察し、個々の実施事項とその関係性を明らかにした統合的意思決定プロセスを図 5-2 に示した。本プロセスを参考に、各組織の実態に応じて、確実に展開されていくことが重要である。

「問題の設定」では、取り組むべき対象、目標、解決の方向性を明確にするとともに、問題のプロフィールの把握を行う。最新の科学的知見や社会的要求、対策の実効性評価の結果等が契機となる。「選択肢候補の考案」では、対策の実行可能性にかかわらず、複数の幅広い対策を選択肢候補として考案する。「統合的な分析」では、各キーエレメントの観点からの分析、キーエレメントの相対的な重み付け、を行い選択肢候補から選択肢として提案するとともに、その分析結果を意思決定者の判断材料としてまとめる。ここでは、分析におけるバイアスの排除のため、専門家パネルを活用することも有効である。「意思決定（選択肢の採否の決定）」では、「統合的な分析」から得られた選択肢と分析結果に基づき、選択肢の採否に係る意思決定を行う。「意思決定結果の実施」では、採用した対策を計画に従い確実に実施するとともに、想定を

超える事態に対し適切な対応が出来るよう、体制、工程、マネジメント策定などを行う。「モニタリングと実効性の評価」では、実施した対策の実効性の評価や、意思決定時の前提に変化がないかのモニタリングを行い、見直すべきとなった場合には、「問題の設定」に戻り、再度プロセスを廻し検討する。上記のプロセスを通じて、各実施項目内及び実施項目間では組織内・組織外とのコミュニケーションを行うとともに、意思決定プロセスの文書化、体制などもプロセスを進める上では重要となる。

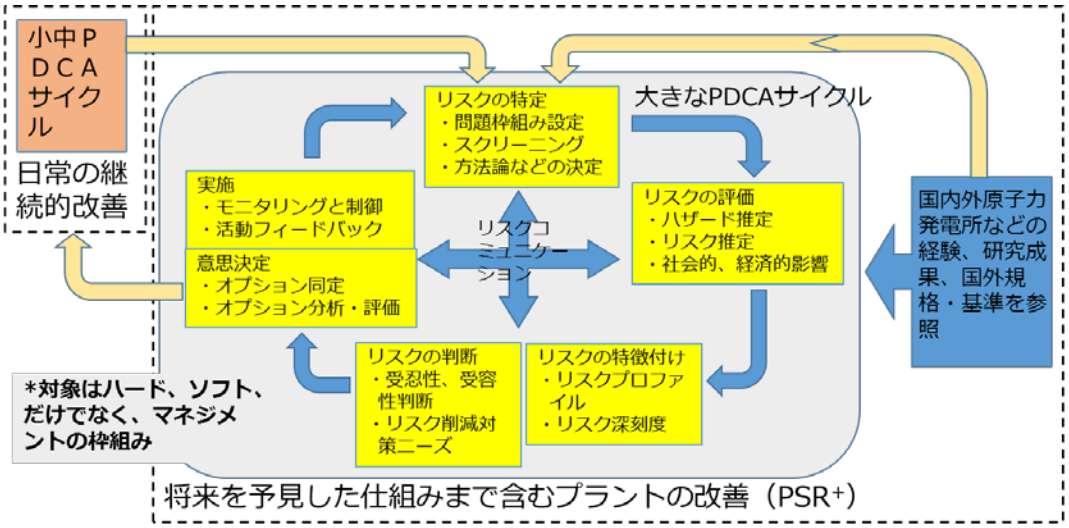


図 5-1　包括的・継続的な安全性向上の枠組み

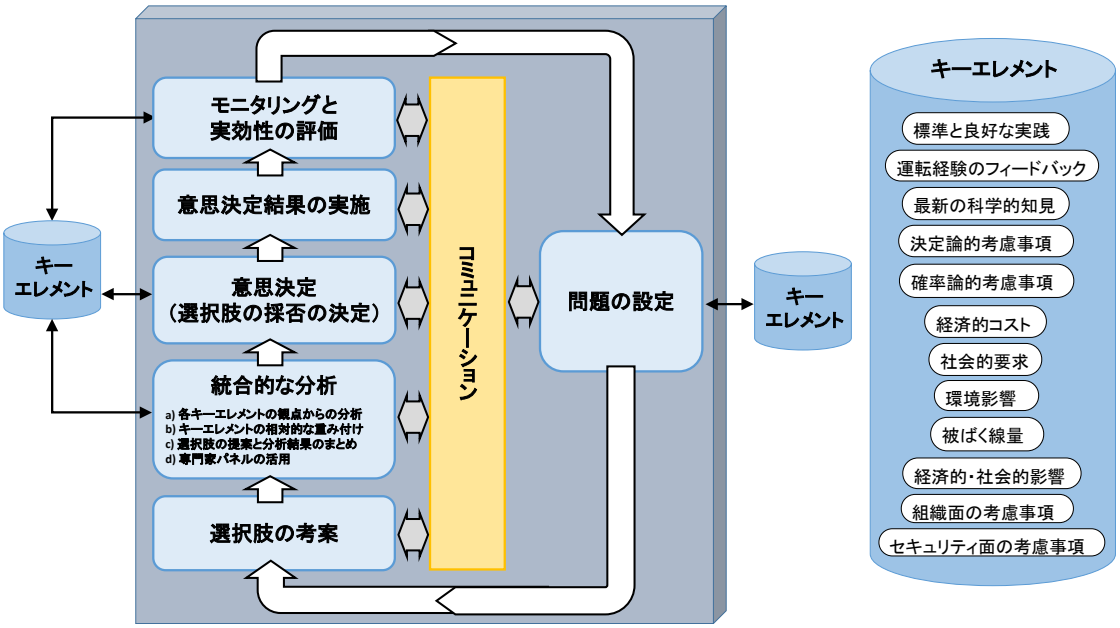


図 5-2　統合的意思決定プロセス

5. 安全性向上の対応策を講じる際の意思決定の実施手順の提案(例示)

本章では上記の 4.で提唱された統合的意思決定プロセスを参考に、具体的な事例について意思決定の具体的な対策を事例として取り上げ、意思決定の実施手順と関連付けてその内容を検討、整理し、課題を摘出する。事例として、以下の 4 つの事例について意思決定の実施手順と関連付けて整理を試みた。

・安全上評価すべき重要事故ｼｰｹﾝｽｸﾞﾙｰﾌﾟ選定検討における統合的意思決定プロセス

・ATWS 対策
・SBO 対策
・自然現象及び人為事象に対する安全対策検討における統合的意思決定プロセス

上記の事例検討から以下の課題を抽出した。

6. まとめ

本タスクにおいては、安全性向上対策に関する意思決定の国内外の事例を分析、評価しつつ、継続的な安全性向上のあり方、考え方を整理し纏め、そこから実際に安全性向上の意思決定を行おうとした時に解決しておくべき重要な課題を抽出した。これらの課題に対して、我が国の現状を踏まえつつ、本タスクにおいて今後の進め方を議論した結果、当面急ぐ課題対応としては下記の 2 点が合意された。

・関係組織が新知見の共有、評価を行えるような作業会を設置する。
・コスト・ベネフィット解析の実施の考え方の標準作り、及び意思決定プロセスをさらに具体化した標準作りを推進する。

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

[3A01-05] Radiation-dose Evaluation and Environmental Assessment

Chair: Norio Tsujimura (JAEA)

Mon. Mar 28, 2016 9:30 AM - 10:50 AM Room A (Lecture Rooms B B102)

[3A01] Study on Radiation Dose Evaluation based on the OIL

＊Yoshitaka Yoshida[1] （1.INSS）

9:30 AM - 9:45 AM

[3A02] Measurement of radioactive aerosol size distribution and radon decay product concentration in a general house

＊Taishi Naoi[1], Yazima Kanako[1], Jun Moriizumi[1], Hiromi Yamazawa[1]
（1.nagoyadaigakudaigakuin）

9:45 AM - 10:00 AM

[3A03] Applied example MCNP5 on ambient dose evaluation from nuclear facility

＊naoki zaima[1], masaki naganuma[1], sakao ryouta[1] （1.japan atomic energy agency）

10:00 AM - 10:15 AM

[3A04] Examination in accordance with advanced exposure assessments at the time of nuclear disaster

＊NOBUAKI YOSHIZAWA[1], HIROKAZU MURAKAMI[1], YUKI SHIMA[1], TOSHIHIRO SUZUKI[2], YOJI SHIRAKAWA [2], KENJI NIIYAMA[3], HIKARU NAKAJIMA[3], TAKAFUMI IGARI[3] （1.MRI, 2.DOCOMO InsightMarketing, INC., 3.MRA）

10:15 AM - 10:30 AM

[3A05] Evaluation of organ doses by using adult Japanese phantoms with various body sizes

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

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

OIL に基づく被ばく線量評価の検討
（2）測定核種の同位体による影響

Study on Radiation Dose Evaluation based on the OIL
（2）Influence by the isotopes of a measurement nuclide

*吉田　至孝　原子力安全システム研究所

緊急時の環境モニタリングでは原子炉から放出された放射性物質のうち代表的な核種（ヨウ素 131、セシウム 137 等）を対象に測定が行われる。原子炉内の放射性同位体は燃料組成や燃焼度に依存する。一方、同位体は基本的に同じ振る舞いをすることから、測定核種の放射能濃度が測定された場合、原子炉停止時刻から同位体の割合を推定し、対象元素による被ばく線量を評価することが可能である。本研究は PWR および BWR の代表的炉心を対象として、OIL 観測値に基づく被ばく線量への同位体による影響を検討した。その結果、OIL の種類に応じて測定核種に対する補正が必要であることを明らかにした。
キーワード：運用上の介入レベル、公衆防護措置、原子力災害、被ばく線量、同位体

１．緒言

運用上の介入レベル（OIL）に対する包括的判断基準である被ばく線量に着目して、OIL 観測値に基づく被ばく線量評価手法の検討を行っている。本研究では、原子炉で生成された元素の同位体組成を用いて、環境モニタリングで測定された核種の放射能から、測定核種の同位体による被ばく線量への影響を検討した。

２．被ばく評価手法の概要

各 OIL に対する被ばく経路を表１に示す。それぞれの被ばく線量を計算するため、IAEA[*1] および ICRP[*2] の文献から線量換算係数を抽出するとともに、吸入、摂取量等のデータを整備し、測定核種に対する被ばく線量を評価[*3] した。

表１　各 OIL に対する被ばく経路

OIL	被ばく経路
OIL1 OIL2	グランドシャイン
	再浮遊による吸入
	不注意な経口摂取
OIL4	汚染した皮膚からの不注意な経口摂取
	皮膚汚染から真皮への外部被ばく
OIL6	飲食物摂取

３．同位体による被ばく線量への影響評価手法

PWR 炉心（2，3，4 ループ）及び BWR 炉心（4,5,ABWR）を対象とした ORIGEN 燃焼計算結果に基づき、福島事故時に測定された核種の元素を対象として、OIL 毎に線量換算係数のある同位体を抽出し、事故発生 12 時間後から 1 週間後までの同位体比率による単位線源の被ばく線量を計算して測定核種（Mn-54、Fe-59、Co-60、Sr-89、Zr95、Nb95、Tc-99m、Ru-106、Ag-110m、Te-132、I-131、Cs-134、Ba140、La140、Ce-144、Pu-238）の被ばく線量に対する全同位体の被ばく線量の比（補正係数）を求めた。補正係数が 1 であれば測定核種のみで代表できる。

表２　同位体による影響

元素	補正係数（最大値）			
	OIL1	OIL2	OIL4	OIL6
Mn	7.91	1.03	125.54	2.41
Fe	1.00	*1.13	*1.25	*2.08
Co	2.43	2.25	2.35	1.90
Sr	12.48	1.46	*1.18	1.46
Zr	1.04	1.03	1.02	3.13
Nb	1.00	1.00	1.00	1.14
Tc	1.00	1.00	1.00	1.00
Ru	8.08	2.14	2.44	1.48
Ag	1.25	1.52	50.79	12.97
Te	1.57	1.09	1.01	1.10
I	8.52	4.51	1.10	1.38
Cs	1.89	1.94	2.16	1.83
Ba	1.02	1.00	1.00	1.00
La	1.03	1.03	1.00	1.04
Ce	2.18	1.24	64.40	1.58
Pu	1.60	1.66	2.36	1.94

*:事故発生 1 週間後、その他は 12 時間後

４．評価結果

補正係数は運転期間 1～13 ヵ月の間の最大値を事故発生 12 時間後から 1 週間後までの時間変化で求めた。PWR 炉心と BWR 炉心の同位体による影響は 18%程度であった。OIL1 では Mn、Co、Sr、Ru、I、Ce が、OIL2 では Co、Ru、I が、OIL4 では Mn、Co、Ru、Ag、Cs、Ce、Pu が、OIL6 では Mn、Fe、Zr、Ag が 2 倍を超える補正係数となった。

５．考察と今後の課題

OIL が対象とする事故後数時間から数日間の環境モニタリングで測定された主要核種の放射能を被ばく線量に変換する際には、OIL の種類によって原子炉停止からの経過時間により同位体の影響を補正する必要がある元素が確認された。今後は、測定される可能性のある核種に対して補正係数を求めるとともに、福島第一原発事故時のデータを用いて検討を深めていきたいと考える。

*1: IAEA TECDOC-1162, (2000). & IAEA SRS No.19, (2001).
*2: ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public; Ver. 3.0
*3:吉田至孝,原子力学会 2015 秋の大会,L55

*Yoshitaka YOSHIDA,　Institute of Nuclear Safety System

一般家屋における放射性エアロゾル粒径分布および ラドン壊変生成物濃度の測定

Measurement of radioactive aerosol size distribution and radon decay product concentration in a general house

*直井 大志，矢島 加奈子，森泉 純，山澤 弘実
名古屋大学大学院　工学研究科

一般家屋において屋内外の一般エアロゾル濃度、屋内の放射性エアロゾル粒径分布、ラドンおよび壊変生成物濃度を測定することで、屋外・屋内間の一般エアロゾルの交換速度および屋内の一般エアロゾルの沈着速度を評価した。

キーワード：放射性エアロゾル、粒径分布、ラドン壊変生成物、一般家屋

1. 緒言　放射性エアロゾルの呼吸気道への沈着部位は粒径によって異なり、部位ごとに放射線への感受性も異なることから、放射性エアロゾルの粒径分布変動の理解は内部被曝線量を評価する上で重要である。先行研究では、実験室内における放射性エアロゾル粒径分布の変動を、室内に侵入するエアロゾルと壁や床へのエアロゾルの沈着で説明した。日常生活における内部被曝線量評価には実際に人が生活している環境の粒径分布の変動の把握が必要であるため、本研究では、一般家屋における自然換気および強制換気時の一般エアロゾルの屋内外間の交換および屋内の沈着、屋内の放射性エアロゾル粒径分布の変動を評価した。

2. 実験方法　実際に人が生活している家屋(約 280m^3)で約 43 時間、屋内外の一般エアロゾル濃度および屋内の放射性エアロゾル粒径分布、ラドンおよび^{218}Po濃度、平衡ファクタ、換気率を測定した。一般エアロゾル濃度は粒径範囲 0.3～5.0μm を 5 区分し、レーザーパーティクルカウンターを用いて 10 分毎に測定、ラドン濃度は静電捕集型ラドン検出器を用いて 1 時間毎に測定、^{218}Po濃度および平衡ファクタは Tracerlab Radon Daughter Monitor LCD-BWLM-PLUS を用いて 15 分毎に測定した。換気率は、屋内にCO_2を放出し、屋内外の濃度差から計 4 回測定した。放射性エアロゾル粒径分布はアンダーセン型低圧カスケードインパクターを用いて 1 時間の分級捕集を計 4 回行い、イメージングプレート法でα線を計数した。放射性エアロゾル粒径分布と換気率は、換気扇停止状態で 2 回、換気扇稼動状態で 2 回測定した。一般エアロゾル濃度の屋内計算値をN_{in}、屋外実測値をN_{out}をとした屋内一般エアロゾル濃度変動のモデル式 $dN_{in}/dt=k(N_{out}-N_{in})-\lambda N_{in}$ を用いて、Fig.1 のように屋内計算値が屋内実測値の濃度変動を最も良く再現する交換係数 k および沈着係数λを決定した。

3. 結果・考察　換気扇稼動により換気率は約 3 倍に増加したが、屋内一般エアロゾル濃度は、屋外濃度が屋内濃度より高いにもかかわらず、あまり変化しなかった。放射性エアロゾル粒径分布は、Fig.2 で示すように同じ時間帯の比較によると、稼動時は停止時に比べて小粒径の割合が低く、大粒径の割合が高くなっており、AMAD は停止時で 198nm、稼動時で 222nm であった。屋内空気の平衡ファクタは、換気扇停止時で 0.47、稼動時で 0.51 であった。交換係数に粒径依存性がないと仮定した場合、粒径範囲 0.3～0.5μm の沈着係数は、換気扇停止時で 0.12h^{-1}、稼動時で 0.49h^{-1}となり、0.3～5.0μmの全粒径範囲において稼動時の沈着係数は停止時と比較して 2～5 倍の増加が見られた。この結果から、換気扇の稼動による換気率の増大が、放射性エアロゾル粒径分布の大粒径側へのシフトおよび、平衡ファクタ、屋内の沈着係数の増大に寄与する可能性が示された。

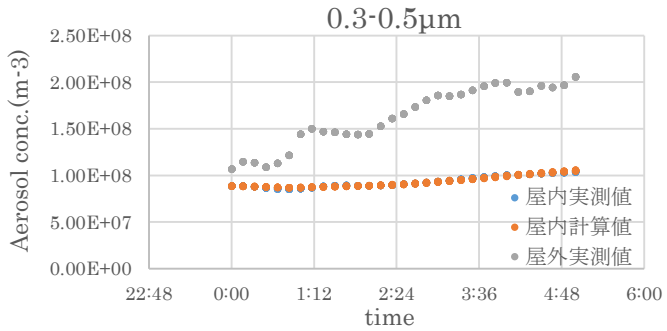


Fig.1　粒径範囲 0.3-0.5μm の一般エアロゾル濃度変動

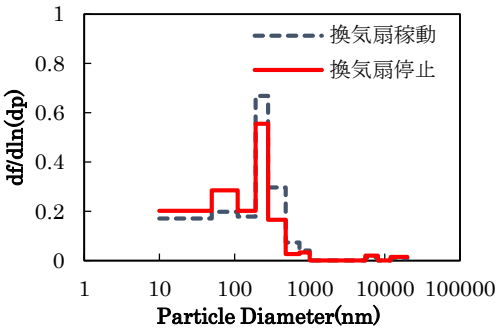


Fig.2　放射性エアロゾル粒径分布

*NAOI Taishi, YAJIMA Kanako, MORIIZUMI Jun, YAMAZAWA Hiromi
Nagoya Univ.

核燃料施設の周辺環境線量評価における MCNP5 の活用事例

Applied example MCNP5 on ambient dose evaluation from nuclear facility

在間直樹[1]，長沼政喜[1]，坂尾亮太[1]

日本原子力研究開発機構

It's important to evaluate the ambient dose from nuclear fuel facility. Hitherto the deterministic calculation codes such as QAD or G33 are previously used. However the probabilistic calculation code such as Monte-Carlo transport code MCNP5 are recently used commonly. Therefore transformed calculation methods will be reported.

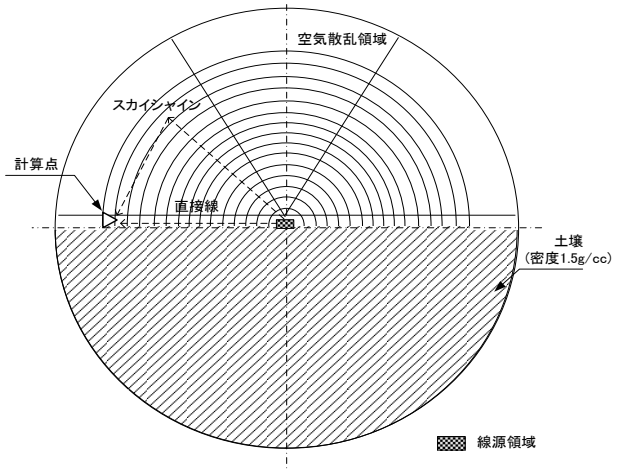
キーワード：スカイシャイン，モンテカルロ輸送計算コード，核燃料施設，

1. 緒言

人形峠環境技術センターの核燃料使用施設では、現在新規制基準に対応した安全評価を行っている。その中で事業所内外の線量評価は重要であるが、敷地境界線量評価における直接線・スカイシャイン評価は施設の遮蔽設計に比較し検証が困難な場合が多く、評価手法の合理性・妥当性が強く希求される。

2. 評価手法

従前評価では、直接線評価においては近距離でも 1000m 以上遠方の場合でも同様に QAD-CGGP2R によりモデル化して計算していた。スカイシャイン評価においては QAD-CGGP2R と G33GP2R の組み合わせとしていた。これら決定論的手法では計算コードの制約から全体的に過大な線量率評価となっていたことは否めない。これに対して同一の評価対象・パラメータを用いて確率論的な手法であるモンテカルロ輸送計算コード MCNP5 により比較検証を行った。MCNP5 では 3 次元形状の入力が可能で、線源から発生させ計算評価点に至る連続的な粒子挙動の追跡が可能であり、上空・遠方あるいは地面での散乱回数に制約はない。また、線源から計算評価点に達する粒子を直接線・スカイシャインとを区別することなく、同時に合算値として評価可能である。実際の当該及び周辺の建屋構造・地形構造を反映させることも可能である。比較検証では、同一の線源・計算パラメータを用いての従前評価と MCNP5 による評価を行った。MCNP5 では線源周囲の建屋構造･線源の下側に存在する地面も計算モデルに加えた。その結果、従来評価は MCNP5 に比較して過大評価となりその傾向は遠方に行くに従い増加することを確認した。また、確率論的な評価においては計算誤差の発生は不可避であるが、本事例では計算モデル設定において散乱領域セルの細分化、f5 ring tally の採用、傾斜インポータンス設定等の工夫により計算誤差の低減を果たし、遠方であっても 10^9 程度のヒストリ数で相対誤差 5% 以下の評価を可能とした。



直接線・スカイシャイン計算モデル模式図

3. 結論

本評価事例は人形峠環境技術センターの核燃料加工施設の変更申請に用いられる。また本手法は今後他の核燃料施設の評価において有効的かつ汎用的に利用しうるものとして提示する。

Naoki Zaima[1], Masaki Naganuma[1] and Ryota Sakao[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

原子力災害時の被ばく評価の高度化に係る検討 (1) 携帯電話ネットワークから得られるビックデータの効果的な活用について

Examination in accordance with advanced exposure assessments at the time of nuclear disaster
(1) Effective use of Big data obtained from mobile phone network

*義澤 宣明[1]，村上 大和[1]，島 悠貴[1]，鈴木 俊博[2]，白川洋司[2]，
新山 健二[3]，中島 光瑠[3]，猪狩 貴史[3]
[1]三菱総研，[2]ドコモ・インサイトマーケティング，
[3]エム・アール・アイ リサーチアソシエイツ

原子力災害発生時の防災対策は、東日本大震災の教訓を踏まえて大きく見直しが行われており、周辺住民の被ばく量の推定・評価は重要な課題のひとつである。防災計画策定時における被ばくの程度や人数等の適切な予測、事故後の周辺住民等の被ばく量の評価等において、24 時間 365 日、日本全国で推計される人口統計情報であるモバイル空間統計を活用する方法について検討した結果を提案する。

キーワード：原子力防災，被ばく線量評価，避難計画，モバイル空間統計，人口統計情報，ビッグデータ，携帯電話，スマートフォン，ICT 活用，被害想定

1. 背景

東日本大震災の教訓を踏まえ、原子力施設周辺の防災対策の枠組みが大きく見直された。特に防災計画の重点範囲が 30km に拡大され、対象となる住民も大幅に増加したことにより、様々な状況でも実現可能な防護対策の計画策定が、避難等の防護対策の実施上の大きな課題となっている。実状に即した計画策定のためには、予め事故の影響として想定される周辺住民等の被ばく量の推定を精緻に行うことが重要であり、このために携帯電話の位置情報を利用したモバイル空間統計の活用[1]が期待されている。

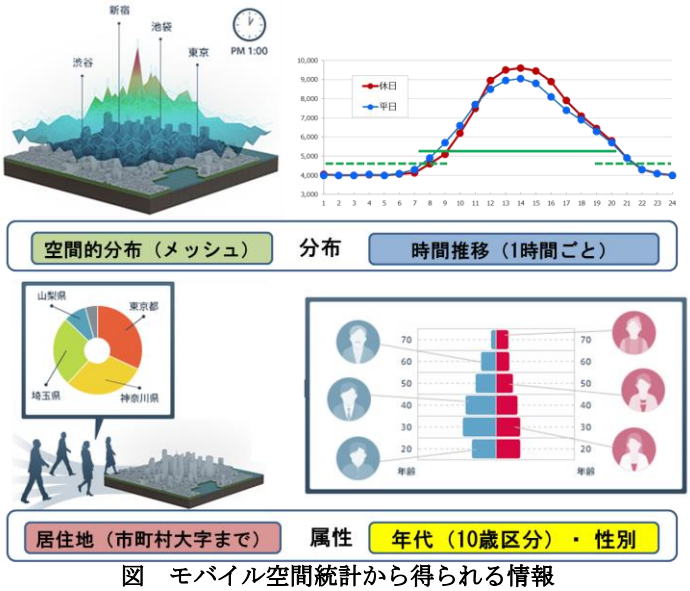


図　モバイル空間統計から得られる情報

2. 防災計画の高度化

2-1. 対象となる住民・一時滞在者等の把握

防災計画の見直しのための基礎情報として、モバイル空間統計を活用することにより、国勢調査や観光統計などからは詳細に把握することが困難な、実際に滞在した人口について詳細に知ることができる。空間的分布は 500m（都市部）または 1km（郊外）のメッシュ、時間は最少 1 時間単位、またその属性として、年代・性別と、居住地（市町村大字まで）のデータが提供される（右図参照）。このため、計画対象地域における住民数や一時滞在者数、それらの属性や居住地、外出先等を把握することが可能である。

2-2. 被ばく評価に基づく防護対策の検討

モバイル空間統計から得られる人口情報と、レベル 3PRA 等の手法による放射性物質の影響の評価を組み合わせた精緻な被ばく量推計に基づき、避難と屋内退避の選択、安定ヨウ素剤の配布方法などの防護対策の検討において、より現実の状況に即した実効的な判断が可能となる。

3. 今後の予定

具体的な人口推計及び放射性物質の影響評価のデータによる被ばく評価手法の検討を進める予定である。

4. 参考文献

[1] 鈴木他，モバイル空間統計の防災計画分野への活用， NTT ドコモ テクニカル・ジャーナル， Vol.20 No.3、pp.34-40（2012 年）

*YOSHIZAWA Nobuaki[1], MURAKAMI Hirokazu[1], SHIMA yuki[1], SUZUKI Toshihiro[2], SHIRAKAWA Yoji[2], NIIYAMA Kenji[3], NAKAJIMA Hikaru[3], IGARI Takafumi[3]
[1]MRI., [2]DOCOMO Insight Marketing, INC., [3]MRA.

様々な体格を持つ成人日本人ファントムを用いた臓器線量評価

Evaluation of organ doses by using adult Japanese phantoms with various body sizes

*佐藤　薫[1]、高橋　史明[1]
[1]国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構

日本人の体格に関する統計データに基づき、様々な体格を有する成人日本人男性及び女性ファントムを構築し、これを用いて体格の違いによる光子外部被ばく線量の変動を解析した。

キーワード：成人日本人、臓器線量、体格依存、ボクセルファントム

1. はじめに　国際放射線防護委員会（ICRP）の 2007 年基本勧告では、放射線防護における線量評価で基礎となる臓器吸収線量（以下、臓器線量）は、標準コーカサス人の体格を持つ ICRP レファレンスファントム（男性：RCP-AM、女性：RCP-AF）を用いて導出すると規定されている。成人では、一般的に日本人はコーカサス人よりも小柄であるため、発表者らは成人日本人の平均的体格特性を有するファントム JM-103（男性）及び JF-103（女性）を構築し、これを用いた線量解析により、ICRP のレファレンスファントムで導出した臓器線量を成人日本人の線量評価に適用した場合の体格の影響を解析してきた[1]。一方、同じ成人日本人でも体格は幅広い分布を持つ。そこで、成人日本人の体格に関する統計データを参照して、JM-103 及び JF-103 に基づき、様々な体格を持つ男女のファントムを新たに構築し、光子による外部被ばくに対する臓器線量を解析した。

2. 方法　外部被ばくによる臓器線量に対しては、人体の組織厚の違いが大きな決定因子となる。そこで、成人日本人平均値とほぼ等しい体格を持たせた JM-103 と JF-103 について、身長は一定として、胸囲、腹囲、臀囲等の胴体の周囲長を成人日本人平均値から標準偏差（σ）のステップで変化させ、平均値より-3σ 短い値から平均値より+5σ 長い値の周囲長を持つ 8 種類の体格のファントムを新たに構築した。本発表では、これらの体格を持つファントムを DJM 及び DJF と呼び、胴体の周囲長に応じて各ファントムを DJMnσ 及び DJFnσ（n = -3～+5）と表現する。これらのファントムを粒子重イオン計算コード PHITS の version 2.76 に組み込み、臓器線量を計算した。ここでは、エネルギーが 0.1、0.3、0.6、1.0MeV の光子を発生させて、ICRP が定義する理想的な照射ジオメトリのうち、拡がりを持つ面線源からの照射の近似とされる回転（ROT）照射条件及び放射性ガスの大きな雲中に浮遊している状態の近似とされている等方（ISO）照射条件下の各臓器の線量を計算した。計算では、ヒストリー数を臓器への沈着エネルギーにおける統計誤差が 5%以下となるように設定し、各臓器線量は空気カーマによって規格化した。

3. 結果及び考察　図 1 に(a)0.3MeV 光子の ISO 照射及び(b)0.6MeV 光子の ROT 照射条件について、腹部に広範囲に分布している結腸の線量を体格の異なる各成人日本人ファントムで計算した値と ICRP レファレンスファントムによる値[2]の差を示す。0.3MeV 光子を ISO 照射した条件で、成人日本人ファントムの結腸線量は、体格（組織厚）の違いに起因して大柄な体格で減少する傾向が見られた（図 1(a)）。減少が最も大きかった DJM+5σ 及び DJF+5σ の結腸線量と RCP-AM 及び RCP-AF の値との差はそれぞれ約 13%、12%であった。多くの日本人は、胴体の周囲長について平均値-2σ から平均値+2σ の範囲にある体格を持つと想定されるが、この範囲の体格を模擬した DJM+2σ 及び DJF+2σ による結腸線量の評価値は、RCP-AM 及び RCP-AF の値と±10%の範囲で一致した。また、0.6MeV 光子の ROT 照射条件の計算でも、成人日本人ファントムの体格に依存した臓器線量の変動が確認されたが、その傾向は 0.3MeV の ISO 照射とほぼ同様であった（図 1(b)）。

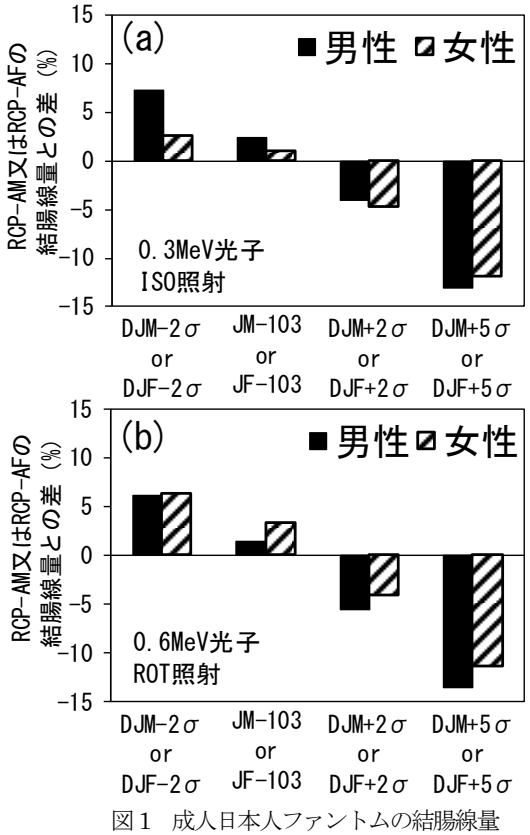


図１　成人日本人ファントムの結腸線量

参考文献
[1] 佐藤他 JAEA-Data/Code 2011-013 (2011), [2] ICRP Publication 116 (2010).

*Kaoru Sato and Fumiaki Takahashi.
JAEA.

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

[3A06-09] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: Environmental Radiation and Radiation Dose 3

Chair: Yukihisa Sanada (JAEA)

Mon. Mar 28, 2016 10:50 AM - 11:55 AM Room A (Lecture Rooms B B102)

[3A06] Estimation of the total amount of released radiocaesium by multiple methods which is originated from the TEPCO Fukushima Daiichi nuclear power plant accident

＊Michio Aoyama[1], Takaki Tsubono[2], Daisuke Tsumune[2], Yayoi Inomata[3] （1.Institute of Environmental radioactivity, Fukushima Univ., 2.Central Research Institute of Electric Power Industry, 3.Asia Center For Air Pollution Research）

10:50 AM - 11:05 AM

[3A07] The supports for local governments used the walking survey

＊Hirotaka TERUNUMA[1], Kiwamu TANAKA[1], Hiroshi KABUMOTO[1], Masashi HAGINOYA[1], Naruto SANO[1], Masatomi TAKAHASHI[1], Masato HOSHINO[1], Isao AOKI[1], Shinichiro ASAZUMA[1] （1.JAEA）

11:05 AM - 11:20 AM

[3A08] Analysis of Time-Dependent Decrease of Air Dose Rate, and Assessment of Dose from External Exposure in Tochigi Prefecture

＊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）

11:20 AM - 11:35 AM

[3A09] Trial observation of wind field by Doppler LIDAR at Hamaoka NPP

＊Kenji Tsuji[1], Tatsuo Shiina[2] （1.Chubu Electric Power Co., Inc., 2.Chiba University）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

東電福島第一原発事故起源の放射性セシウムの複数の方法による放出総量の推定

*青山 道夫[1]，坪野 考樹[2]，津旨 大輔[2]，猪股 弥生[3]

[1]福島大学環境放射能研究所，[2]電力中央研究所，[3]アジア大気汚染研究センター

北太平洋全域での観測結果とシミュレーション結果を比較することによって得られた、北太平洋での ^{134}Cs の放射能総量は 15－18 PBq となり、異なった他の二つの方法により求められた値と整合し、最も確からしい推定値となった。また大気への放出総量 15－20 PBq についても最も確からしい推定値である。

キーワード：福島第一原発事故、放出総量、放射性セシウム

1. 緒言

2011 年 3 月に発生した東電福島第一原子力発電所（FNPP1）事故によって放出された放射性セシウム（^{134}Cs と ^{137}Cs）は、大気を経由してあるいは直接北太平洋に注入された。著者らは、FNPP1 事故起源の放射性セシウムの日本沿岸から北太平洋全域での 2015 年 3 月までの長期広域挙動と事故による放出総量の推定を行い論文として公表している[1][2]。本講演では、これらの二つの論文の内容に加えて、坪野らによる海洋大循環モデルを使った研究結果[3]、猪股らによる最適内挿法による海洋での変動と総量の推定結果[4]を併せて議論する。

2. 放出総量の推定とその検証

大気への放出量シナリオ(134Cs で 8.8PBq)を設定した 3 種類の大気拡散シミュレーションおよび北太平洋スケールの海洋拡散シミュレーションを実施した。大気や海洋に放出された ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比は観測によりほぼ 1 であった。北太平洋の外洋域における 2011 年 4-5 月の ^{134}Cs の観測結果の総量とシミュレーション結果を比較することによって、大気への放出シナリオの補正係数を求めた。その結果、^{134}Cs と 137Cs の大気への放出量はそれぞれ 15－20 PBq と推定した。北太平洋に降下した ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能量はそれぞれ 12－15 PBq と推定した。FNPP1 事故による直接漏洩量は津旨らにより 3.6+-0.7 PBq と推定されており[5] 北太平洋での ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能総量はそれぞれ 15－18 PBq となる[2]。北太平洋での ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能総量は、猪股らによる最適内挿法では 15.3±2.6 PBq、坪野らによる海洋大循環モデルを使った研究では 16.1±1.4 PBq と推定されており、すでに公表した論文と整合的である。

3. 結論

北太平洋全域での観測結果から求めた総量とシミュレーション結果を比較することによって得られた、北太平洋での ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能総量は、異なった他の二つの方法により求められた値と整合し、最も確からしい推定値となった。このことは本研究で得られた大気への放出総量についても最も確からしい推定値であることを意味している。

参考文献

[1] Aoyama et al., Journal Oceanography, 2015, DOI 10.1007/s10872-015-0335-z [2] Aoyama et al., Journal Oceanography, 2015, DOI 10.1007/s10872-015-0332-2 [3] Tsubono et al., DSR submitted [4]Inomata et al., Environ. Sci.: Processes Impacts, 2016, 18, 126 [5]Tsumune et al., Biogeosciences ,2013, 10 (8), 5601-5617

---

*Michio Aoyama[1], Takaki Tsubono[2], Daisuke Tsumune[2] and Yayoi Inomata[3]

[1]Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]Asia Center for Air Pollution Research

歩行サーベイ等を利用した市町村支援活動について

The supports for local governments used the walking survey

*照沼　宏隆[1]，　田中　究[1]，　株本　裕史[1]，　萩野谷　仁[1]，佐野　成人[1]
高橋　政富[1]，　星野　昌人[1]，　青木　勲[1]，　浅妻　新一郎[1]
[1]原子力機構（JAEA）

JAEA では、福島県をはじめとする行政機関の除染活動が円滑に推進するように技術的な支援を実施している。本報告では、各市町村主体で除染を進める汚染状況重点調査地域において、γプロッタ及びホットスポットファインダ（略称 HSF）を用いた定点測定や歩行サーベイの機能を用いて実施した支援活動について紹介する。

キーワード：福島、除染活動、自治体支援、歩行サーベイ

1. 諸言

これまで、福島県内をはじめ他県の市町村からの依頼・要請に応じて、様々な除染活動に係る現地指導・支援等を実施してきたが、今後は、各自治体の除染の進捗状況に応じて、全面的な除染よりもホットスポットを素早く見つけ、小さなエリアの除染に留めた効率的･効果的な除染を進めていくことが重要となってくる。そこで、本報では、各自治体が歩行サーベイとして利用しているγプロッタや HSF を用いて、対象範囲の空間線量率の把握からホットスポットを特定するまでの流れと、これらを用いた自治体支援活動の内容について報告する。

2. 測定試験及び支援活動の概要

HSF の検出器は高感度用と低感度用の 2 種類があり、それぞれの測定範囲（0.001～10μSv/h, 0.01～50μSv/h）が異なることから、最大線量が 5μSv/h 程度の低線量率域と 30μSv/h を超える高線量率域において、歩行サーベイ及びエリアレコーダを利用できるか確認試験を行った。

その結果、ホットスポットの特定までできることが確認できたことから、汚染状況重点調査地域の公園において実施する除染に関して、下記の手順で測定並びに除染指導・助言を実施した。

①公園全体の空間線量率の把握（高さ 1m の空間線量率の測定）

公園全体の空間線量率を把握するため、γプロッタを用いて歩行サーベイを行った。測定場所については、法面沿い及び河川沿いに加え、公園の中央、さらには任意の位置を格子状に測定した。また、法面そのものからの影響を考慮するため、法面についても蛇行測定を実施した。

②比較的空間線量率の高い箇所における詳細モニタリング

①のγプロッタの測定結果から、比較的空間線量率が高かった箇所について、除染エリア範囲の絞り込みを行うため、γプロッタを用いて詳細モニタリングを行った。

③HSF を用いたホットスポットの探索及びエリアレコーダ機能の活用

②の詳細モニタリングの結果から、比較的高い空間線量率のエリアに対して、HSF を用いて、50cm 間隔で歩行サーベイすることで汚染エリアを特定した。特定した汚染エリア（4.0m×4.0m）を 25cm 間隔でスズランテープによりメッシュを切り、格子の交点にて、HSF 及び NaI を用いて空間線量率を測定し、ホットスポットを探索した。また、その場所において HSF のエリアレコーダ機能を用いてエリア分布表示を行い、視覚的にわかるように表現した。

④ホットスポットの線量率測定

ホットスポットを含む 25 地点において、比較のため、NaI サーベイメータを用いた空間線量率（1m）と表面線量率（1cm）の測定を行い、環境省策定のガイドラインに基づく除染範囲の特定を行った。

⑤自治体への助言等

除染対象範囲のうち、特に空間線量率の高かった場所については、局所的な除染（剥ぎ取り及び覆土）を推奨し、それ以外の場所は、覆土（遮へい）のみで十分であることを助言した。

3. 考察

事前に実施した確認試験により、低線量率域と高線量率域のいずれの場所でも、ホットスポットの探索が可能であることが確認できた。

また、歩行サーベイの結果、公園内における空間線量率の比較的高かった場所としては、法面下の法尻部、草地と道路や通路と土部の境であること、また、エリアレコーダを用いたホットスポット探索では、雨水が集まる場所において、最も高い空間線量率を示した事から、その箇所については、局所的な除染を推奨し、その他の場所については、土壌の剥ぎ取りではなく、覆土（遮へい）対策を講じることにより、除去土壌の発生量低減にもつなげることができた。

---

*Hirotaka Terunuma[1], Kiwamu Tanaka[1], Hiroshi Kabumoto[1], Masashi Haginoya[1], Naruto Sano[1]
Masatomi Takahashi[1], Masato Hoshino[1], Isao Aoki[1], Shinichiro Asazuma[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

栃木県における空間線量率の経時的変化の分析と外部被ばく線量の推計

Analysis of Time-Dependent Decrease of Air Dose Rate, and Assessment of Dose from External Exposure in Tochigi Prefecture

*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]三菱総研，[2]国際医療福祉大

これまでに JAEA が実施してきた走行サーベイの測定結果をもとに、福島第一原子力発電所事故後の栃木県における空間線量率の経時的変化の分析を行った。この分析結果をもとに、屋内外の滞在時間、建物の遮へい効果、空間線量率と実効線量率の関係等を考慮して、外部被ばくによる実効線量を評価した。
キーワード：福島原発事故，福島周辺県，外部被ばく，線量評価

1. 方法

JAEA による走行サーベイで測定された栃木県内の空間線量率[1]（平均値および 95 パーセンタイル）を以下のふたつのモデルでフィッティングする。

- モデル 1：指数関数 1 項で減衰を表す簡便な減衰モデル
- モデル 2：物理減衰およびウェザリングを考慮した複雑な減衰モデル[2]

空間線量率のフィッティング結果から、屋内外の滞在時間[3]、建物の遮へい効果[4]、空間線量率と実効線量率の関係[5]、バックグラウンド[6]等を考慮して、事故によりバックグラウンドに追加された累積の追加実効線量を評価する。

2. 結果

栃木県全域の累積の追加実効線量の評価結果を図に示す。事故後 2.5 年程度までの測定結果に対するフィッティング結果をもとに評価を行い、それ以降は各モデル式を外挿した。事故後 5 年では、各モデルにもとづく評価結果の差異は 10%程度であることがわかる。また、95 パーセンタイルを用いた場合と平均値を用いた場合との差異は 3 倍程度に広がった。

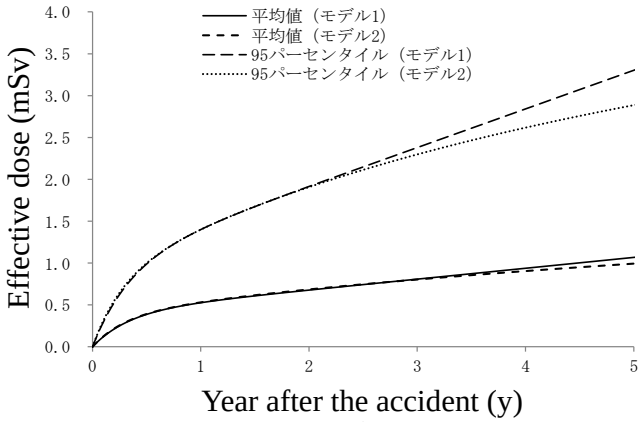


図　累積の追加実効線量（栃木県全域）

3. 今後の検討

今後は、栃木県以外の福島周辺県についても同様の手法で評価を行う。このほか、評価結果の不確かさを検討する。

参考文献

[1] JAEA, 放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト, http://emdb.jaea.go.jp/emdb/
[2] 木名瀬栄, 空間線量率分布の予測モデルの開発、実測データとの比較及び検証, 平成 26 年度東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発事業成果報告書(2014)
[3] 高原省五ら, 福島第一原子力発電所事故後の汚染地域における外部被ばく線量の決定論的評価手法の開発, JAEA-Research, 2014-024, 2014
[4] IAEA, Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency, IAEA-TECDOC-1162, 2000
[5] 平山英夫, EGS5 による地表に広く分布した 134Cs 及び 137Cs の環境における個人線量計の評価, Radioisotopes, 62, (6), 2013
[6] 日本分析センター, 日本の環境放射能と放射線, http://www.kankyo-hoshano.go.jp/study_menu.html

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

浜岡原子力発電所におけるドップラーライダでの風向風速観測の試行

Trial observation of wind field by Doppler LIDAR at Hamaoka NPP

*辻　建二[1]，椎名　達雄[2]
[1]中部電力，[2]千葉大学

浜岡原子力発電所において、ドップラーライダにて風向風速観測を試行した。観測の結果、従来より設置されているプロペラ型風向風速計、超音波風向風速計およびドップラーソーダでの観測結果とよく一致していることが確認できた。

キーワード：ドップラーライダ，風向風速，ドップラーソーダ

１．緒言

浜岡原子力発電所では、排気筒高さ(地上高 100m,海抜 106m)の風向風速についてプロペラ型および超音波型で観測を行っている。また、これらと比較するために海抜 10m にドップラーソーダ(Scintec AG 社製 AR-410N（日本総代理店：株式会社ソニック)）を用いて試験的に風向風速観測を行っている。近年、ドップラーライダが気象観測に用いられるようになり、原子力関連施設においても風向風速観測が実施され、気象観測指針で要求される性能を有していることが確認されている[1]。また、ドップラーライダは小型軽量であり保守性にも優れているため、ドップラーソーダを代替できる可能性がある。そのため、浜岡原子力発電所においてドップラーライダによる風向風速を試験的に観測した。

２．結果

浜岡原子力発電所の別館屋上（地上高 19m,海抜 29m）に、小型ドップラーライダ（Leosphere 社製 Windcube v2（日本総代理店：英弘精機株式会社)）を設置し、2015 年 10 月 6 日～20 日に風向風速観測を実施した。

点検作業中を除く 1,989 データ(10 分平均値)にて比較した。

ドップラーライダでの風速観測結果は、最大で 16.2m/s であり、プロペラ型の風速との相関係数は 0.99 であった（図 1）。風向の一致率（16 方位のうち±1 方位以内）は、NNW 方位の 78%を除いて 94%以上であり、また全体では 98%であった。

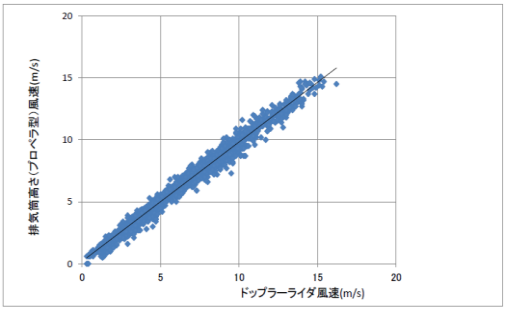


図１　風速の相関例

一方、ドップラーソーダとプロペラ型の風速の相関係数は 0.98 であった。風向の一致率は NNW 方位の 52%を除いて 91%以上であり、また全体では 97%であった。

以上のことから、ドップラーライダはドップラーソーダと同等の測定結果が得られた。

３.今後の計画

長期間観測を実施し、台風のような強風時や、欠測しやすい環境（降雨時や、降雨後の快晴時）においてもドップラーライダによる風向風速観測がどの程度可能であるかを確認していく。

参考文献

[1] 中野　正尚　他，ドップラーライダの長期実用性に関する調査　－欠測率と風車型風向風速計データとの比較－，JAEA-Testing 2013-003, November 2013

*Kenji Tsuji[1], Tatsuo Shiina[2]
[1]Chubu Electric Power Co., Inc., [2]Chiba Univ.

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

[3A10-15] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: Environmental Remediation

Chair: Hirokazu Miyatake (MRI)

Mon. Mar 28, 2016 2:45 PM - 4:20 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[3A10] Decontamination of radioactive cesium in muscovite of soil

＊Yuki Inoue[1], Hideki Nakamura[1], Hiroko Abe[1], Chiaki Shimoda[1], Masaaki Kaneko[1], Michitaka Saso[1] （1.Toshiba Corporation Power Systems Company ）

2:45 PM - 3:00 PM

[3A11] Sorption of Co^{2+} on Mn oxides produced by MnO_4^- reduction using biomass.

＊Tomoaki Kato[1], Toshihiko Ohnuki[2], takumi saito[3], qianqian yu[2] （1.The Graduate School of Science and Engineering, Ibaraki University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.The University of Tokyo）

3:00 PM - 3:15 PM

[3A12] Cs desorption behavior of weathered biotite at the actual contamination level in Fukushima

＊Hiroki Mukai[1], Satoko Motai[1], Toshihiro Kogure[1], Kenji Tamura[2], Tsuyoshi Yaita[3] （1. The Univ. of Tokyo, Grad. Sc. Sci., 2.NIMS, 3.JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

[3A13] Technology of radiation monitoring using unmanned vehicle after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

＊Yukihisa Sanada[1], Tatsuo Torii[1] （1.JAEA Fukushima）

3:30 PM - 3:45 PM

[3A14] Technology of radiation monitoring using unmanned vehicle after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

＊Miyuki Sasaki[1], Yukiyasu Nishizawa[1], Mitsuo Imura[1], Tsutomu Yamada[1], Sanada Yukihisa[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, Headquarters of Fukushima Partnership Operations）

3:45 PM - 4:00 PM

[3A15] Technology of radiation monitoring using unmanned vehicle after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

＊Kenji Miyamoto[1], Miyuki Sasaki[1], Yukihisa Sanada[1], Toshihiro Ogawa[2], Yasuhiro Senga[3] （1.Japan Atomic Energy Agency, Headquarters of Fukushima Partnership Operations, 2.Windy Network, 3.Tokai University）

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

土壌中の白雲母からの放射性セシウムの除去

Decontamination of radioactive cesium in muscovite of soil

*井上 由樹[1]，中村 秀樹[1]，阿部 紘子[1]，下田 千晶[1]，金子 昌章[1]，三倉 通孝[1]

[1]株式会社　東芝

土壌中の白雲母に収着した放射性セシウム（以後、セシウムと略す）は、結晶構造の層間とアモルファス状の構造部分に存在し、シュウ酸および水酸化カリウムによる除染が効果的であることが分かった。

キーワード：土壌、セシウム、白雲母、除染

１．緒言

放射性物質で汚染された土壌の除染はこれまで各地で実施されている。しかし、土壌は多種多様な混合体であるため効率的な除染が実施されていない。土壌の中でも粘土鉱物を多く含むとセシウムが収着しやすいと考えられている。粘土鉱物中のコロイドには白雲母が多く含まれ、セシウムが多く収着している可能性があることがわかったため[1)]、白雲母のセシウム収着・離脱挙動について検討した。

２．実験

セシウム溶液に白雲母を浸漬しセシウムを収着させ、結晶構造解析を実施した。また、セシウムを収着させた白雲母及び代表的な粘土鉱物の除染試験を実施した。除染液は 0.5M のシュウ酸及び水酸化カリウムを使用し、固液比 10 g/L、温度 95℃、除染時間 1 時間で実施した。試験前後の放射能は NaI シンチレーション検出器を用いて測定し、除染率を求めた。

セシウム除染率[%]＝100−（(試験後のカウント[cps]− バックグラウンド[cps])
÷（試験前のカウント[cps]− バックグランド[cps])）×100

結晶構造解析は透過型電子顕微鏡（TEM）、元素分析はエネルギー分散型 X 線分析（EDS）、除染液中に溶出した元素は誘導結合プラズマ質量分析計（ICP-MS）を用いて分析した。

３．結果・考察

セシウムを収着した白雲母の TEM 観察及び EDS 分析結果を図 1 に示す。図 1 より、板状白雲母に砕けた微粒子の白雲母が堆積し、微粒子側に多くのセシウムが収着しているが、結晶構造には差異はなく層間にセシウムが収着されていることを確認した。図 1 でセシウムの収着が確認された A の範囲を拡大した図を図 2 に示す。図 2 より、表層に数 nm 程度のアモルファス領域が存在していることがわかった。セシウムの除染試験結果を図 3 に示す。従来のシュウ酸除染では約 60%が、シュウ酸および水酸化カリウムを併用した除染では約 90%のセシウム除染率が得られた。アロフェン等のアモルファスは酸とアルカリで溶解する部分が異なるため[2)]、アモルファス層に収着したセシウムは酸・アルカリ併用処理が有効であることが推察された。

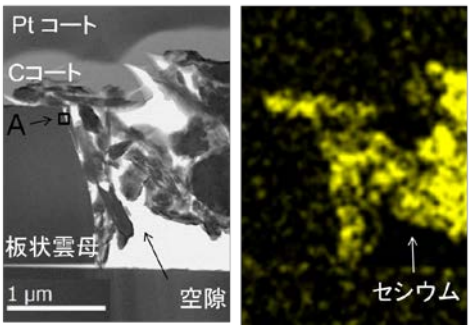


図 1　セシウム収着白雲母の TEM 観察

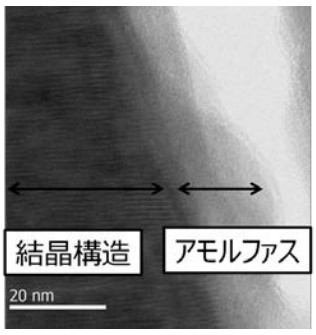


図 2　図 1 の A 点の拡大図

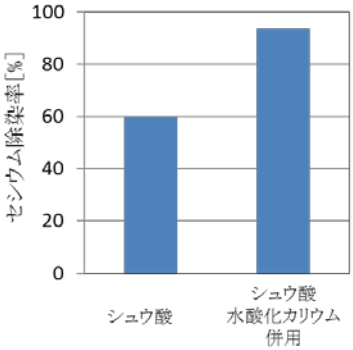


図 3　セシウム除染試験結果

４．参考文献

[1] 土壌中の放射性セシウムの性状把握、井上他、2015 年春の年会

[2] 核種アロフェンの酸アルカリによる溶解、堀井他、粘土化学　第 13 巻第 4 号、123~130(1973)

*Yuki INOUE[1], Hideki NAKAMURA[1], Hiroko ABE[1], Chiaki SHIMODA[1], Masaaki KANEKO[1], Michitaka SASO[1]

[1]TOSHIBA CORPORATION

微生物細胞を用いた MnO_4^-の還元により生成した Mn 酸化物に対する Co^{2+}の収着挙動

Sorption of Co^{2+} on Mn oxides produced by MnO_4^- reduction using biomass.

*加藤友彰[1,2]、大貫敏彦[2]、斉藤拓巳[3]、Yu Qianqian[2]
[1]茨城大院理工，[2]日本原子力研究開発機構，[3]東大院工

水環境からの放射性 Co の回収を目的に，MnO_4^-イオンを微生物により還元生成した Mn 酸化物への収着を調べた．Co の収着量は Zn よりも当量比で高かった．この原因は，Co^{2+}の Co^{3+}への酸化収着によると推察された．

キーワード：生物性マンガン酸化物、重金属元素、XANES

1. 緒言：

福島第一原子力発電所事故以来、環境中に放出された放射性核種の有効な回収方法が求められている．Co は原子炉における代表的な放射化物であり，事故による放出量こそ小さいが，今後の廃炉の進展に伴い水環境に移行することも想定される．Mn 酸化物は Co に対し大きな収着容量を持つことで知られている．多くの研究では，Mn 酸化菌による Mn^{2+}から Mn^{4+}への酸化により形成される生物性 Mn 酸化物へのイオンの収着が調べられているが，この微生物による酸化は緩慢であり，生物性 Mn 酸化物の形成に多くの時間を必要とする[1,2]．一方，MnO_4^-は微生物などの殺菌剤として用いられ，その際，Mn 酸化物が形成する．しかし，微生物細胞を還元剤とし生成した Mn 酸化物 (biomasss-MnO_X) の形成機構，Co の収着挙動は不明である．そこで，biomasss-MnO_X の形成機構および，Co の収着挙動について調べた．

2. 実験：

Pseudomonas fluorescens 菌体を集菌後、0.1 M NaCl 溶液で菌濃度を調節した。その懸濁液 40 mL に $KMnO_4$ を加え、25 ℃の振盪培養器で間振盪することで biomass-MnO_X を生成した。生成した biomass-MnO_X は遠心分離により回収、ミリ Q 水で洗浄した。その後，回収した biomass-MnO_X を Co^{2+}濃度を調節した 0.1 M NaCl 40 mL 中に加え，25 ℃の振盪培養器で振盪した．比較のため Zn^{2+}に対しても同様の収着実験を行った．ろ液中の溶存 Mn，Co および Zn 濃度を ICP-OES を用いて測定した。また実験で得られた固相の結晶学的構造を、X 線回折（XRD）法を用いて，Mn 及び Co の酸化状態を X 線吸収端近傍構造（XANES）法を用いてそれぞれ評価した．

3. 結果・考察：

XRD より結晶性の低い Mn 酸化物が生成していることが確認された．XANES の結果より，生成した biomasss-MnO_X には Mn^{4+}のみならず Mn^{3+}，Mn^{2+}も存在していることが確認された．収着実験では，biomass-MnO_X に対する Co の収着量は Zn よりも当量比で高かった．一方，Co の収着に伴う液相中への Mn の放出量は，Zn を収着させた場合に比べ大きいことが確認された．さらに XANES の分析結果より，収着した Co の大部分は Co^{2+}から Co^{3+}に酸化しており，また，Mn の酸化数についても 2 価，3 価の割合が増大していることを発見した．これらの結果より，Co の収着に伴う液相中への Mn の過剰放出量は，Zn 収着に見られる Mn^{2+}とのイオン交換に加え，Co^{2+}と Mn^{4+}との酸化還元反応によってもたらされたことが示唆された．

参考文献

[1] Yu et al., Geomicrobiology Journal 2013, 30, (9), 829-839.
[2] Miyata et al., FEMS Microbiology Ecology 2004, 47, (1), 101-109.

*T. Kato[1,2], T. Ohonuki[2], T. Saito[3] and Q. Yu[2]
[1] Ibaraki University, [2] Japan Atomic Energy Agency, [3] The University of Tokyo

福島実汚染濃度レベルにおける風化黒雲母の Cs-137 脱離について

Cs-137 desorption behavior of weathered biotite at actual concentration level in Fukushima

*向井広樹[1]，甕聡子[1]，小暮敏博[1]，田村堅志[2]，矢板毅[3]

[1]東大院・理，[2]物材機構，[3]原子力機構

Desorption experiments of ^{137}Cs considering the actual concentration level in Fukushima have been conducted for weathered biotite, and zeolites for comparison. The results indicated that the weathered biotite fixed ^{137}Cs very rigidly, whereas ^{137}Cs sorbed in zeolites was easily desorbed by ion-exchange.

Keywords：radiocesium, weathered biotite, Fukushima nuclear accident, zeolite, desorption

1. 緒言

2011 年 3 月の福島原発事故による周辺地域の放射能汚染を解決するため，土壌中での放射性セシウム（Cs）の存在状態を明らかにすることが求められている．我々はこれまで IP オートラジオグラフィを適用することによって福島県の実汚染土壌について解析を行い，その一部がバーミキュライト化した風化黒雲母が放射性 Cs を吸着していることを観察してきた[1, 2]. また最近，実汚染土壌を模した極低濃度での室内吸着実験を行い，福島で採取した風化黒雲母が他の様々な粘土鉱物に比べて極めて多く ^{137}Cs を吸着することを明らかにした[3]. 本発表ではさらに吸着した ^{137}Cs の溶出実験より，風化黒雲母からの脱離挙動についてゼオライトなど他の鉱物と比較しつつ議論を行う．

2. 試料及び実験手法

試料として福島県で採取された風化黒雲母を使用し，非常に低濃度（10^{-11}-10^{-9} mo/l）の ^{137}Cs 溶液へ浸漬した後，その ^{137}Cs 吸着試料で溶出実験を行った．溶出には酢酸アンモニウム（1 mol/l），塩化セシウム（1 mol/l），硝酸マグネシウム（1 mol/l），塩酸（pH 1）を用いた．^{137}Cs の吸着量の変化は IP オートラジオグラフィを用いて調べた．また比較試料として，モルデナイト（宮城県愛子産），クリノプチロライト（秋田県二ツ井産）を使用し，風化黒雲母と同様の ^{137}Cs 吸脱着実験を行った．尚，これらのゼオライト試料は金沢工業大学渡辺雄二郎博士より提供いただいた．

3. 結果・考察

^{137}Cs を吸着した風化黒雲母の溶出実験の結果，酢酸アンモニウムや 塩化セシウムではほとんど溶出しないことがわかった．また塩酸では，徐々に ^{137}Cs が溶出するような結果が得られた．これらのことから，風化黒雲母において ^{137}Cs が強く固定されており，もはやイオン交換によって溶出しないことが明らかとなった．一方でモルデナイトおよびクリノプチロライトではこうした極低濃度下でも風化黒雲母と同様によく ^{137}Cs を吸着するが，酢酸アンモニウムや塩化セシウム等で容易に ^{137}Cs が溶出した．これらの結果は，福島土壌中で風化黒雲母に固定された放射性 Cs の安定性（= 除染の困難さ）を示すとともに，風化黒雲母が特定の用途の放射性 Cs の吸着剤として利用できる可能性を示している．

参考文献

[1] Mukai et al., (2014) Environmental Science and Technology, 48, 13053-13059.

[2] Mukai et al. (2016) Applied Clay Science, 121-122, 188-193.

[3]Mukai et al. (2016) Scientific Reports, accepted.

*Hiroki Mukai[1], Satoko Motai[1], Toshihiro Kogure[1], Kenji Tamura[2] and Tsuyoshi Yaita[3]

[1]Univ. Tokyo, [2]NIMS, [3]JAEA

福島第一原子力発電所事故後の無人機を用いたモニタリング技術 (1) 原子力機構における研究開発の概要

Technology of radiation monitoring using unmanned vehicle after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

(1) Outline of JAEA activities

*眞田　幸尚[1]、鳥居　建男[1]

[1]原子力機構　福島研究開発部門

日本原子力研究開発機構 (以下、原子力機構)では、原子力発電所事故後、無人機を用いた放射線モニタリング技術に関する研究開発を行っている。無人機は人のアクセスの難しい場所の測定に最も効果的である。これらの開発の目的は、無人ヘリコプターを初めとする空からの測定及び水底のダイレクトな測定に大きく分けられる。

キーワード：無人機、エアボーンモニタリング、水底モニタリング、福島原子力発電所事故

１．緒言　東京電力（株）福島第 1 原子力発電所事故（以下、発電所事故）に伴い、大量の放射性物質が周辺に飛散した。広域な汚染分布状況を把握する手法として、空からの測定手法が使われている。原子力規制庁の行て散る有人ヘリを用いたモニタリングは、広域な汚染状況を確認する最適な手法として定期的に実施され、有用な情報を提供している。その後、詳細なマップを得るために、無人機（以下、UAS: Unmanned Aerial Sysem）を用いた放射線測定が行われている。また、河川、ダム及び海域の放射線分布を測定するために水中用無人遠隔ロボット（以下、ROV: Remotely operated vehicle)及び無人観測船が適用されている。これらの無人機は、人間が直接測定することに比べて被ばくを低く抑えることができること、GPS 等で得られた位置情報により時期を変えて同じ場所を測定できる等メリットが多い。原子力機構で開発の進められている放射線モニタリング用の無人機の外観について Table 1 に示す。本発表では、3 つのシリーズ発表のはじめとして開発の概要について述べる。

２．UAS　事故後すぐに適用されたのは、農薬散布で使用されている YAMAHA 社製の無人ヘリコプター(R-MAX)であり、専用の放射線検出器を搭載しシステム化を実施した。開発したシステムは、線量率の比較的高い発電所から 5 km 圏内について測定を行い、初めて同地域の分布状況について詳細なマップを作成した。また、原子力機構と宇宙航空研究開発機構（JAXA）と共同で無人飛行機を用いた放射線測定システム（Unmanned Air-plane Radiation Monitoring System: UARMS）の開発を行っている。また、国内外の様々なメーカにより開発が進められている安価なドローンについても、放射線測定用にカスタマイズし標準機を目指した開発を行っている（シリーズ 2)。

３．ROV および無人観測船　地上における放射性物質の分布状況が様々な測定から明らかになってきた現在、水底における放射性物質の蓄積が懸念されている。ダムや河川等比較的狭い領域には ROV を河口域等の海域用には無人観測船を用いたシステムの開発(シリーズ 3)を行っている。これらのシステムは、計算コードやサンプリング結果との比較から放射性セシウム濃度に換算できるように整備している。

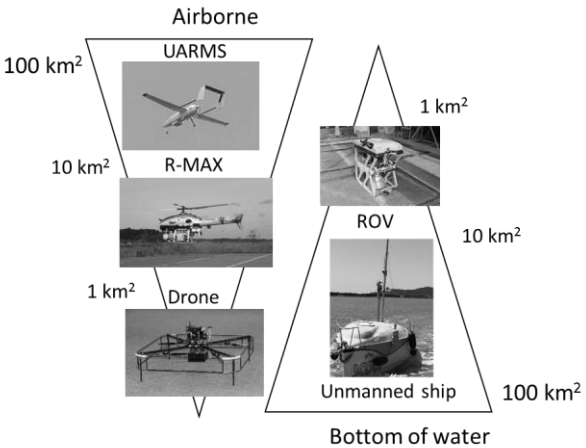


Fig. 1 Outline of R&D of unmanned veihicle

*Yukihisa Sanada[1], and Tatsuo Torii[1]

[1]JAEA Fukushima.

福島第一原子力発電所事故後の無人機を用いたモニタリング技術 （2）ドローンを用いた放射線モニタリング技術

Technology of radiation monitoring using unmanned vehicle after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

(2) Technology of radiation monitoring using a drone

*佐々木 美雪[1]，西澤 幸康[1]，伊村 光生[1]，山田 勉[1]，眞田 幸尚[1]

[1]日本原子力研究開発機構　福島研究開発部門

日本原子力研究開発機構 (以下、原子力機構)では、ドローンを用いた放射線モニタリングシステムの開発を行っている。有人や無人のヘリコプター等によるモニタリングと比べ、ドローンは安価で小型であり、低高度飛行が可能であることから、狭い地域を手軽に測定できるツールとして有用である。本発表では、福島県内で実施した測定試験の結果について報告する。

キーワード：ドローン，福島第一原子力発電所事故，遠隔放射線測定, GAGG シンチレーション検出器

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故以来、原子力機構では農薬散布等に使用されてきた自律型無人ヘリコプターを用いた放射線測定システムの開発及び適用を実施しており、発電所から 5km 圏内の放射線マップ測定等に活用している。一方、近年様々なメーカによりドローンが開発されている。一般的にドローンは、無人ヘリコプターと比較してペイロードが小さい、バッテリーによるフライト時間が短いなどの不利な点があるものの、技術開発の進捗は目覚ましいものがある。現時点においても、低高度でフライトさせることにより、狭い範囲の放射線モニタリングには有用であると考えられることから、放射線測定用にカスタマイズし標準機を目指した開発を行った。本発表では、福島県内で実施した試験結果について述べる。

2. 方法　市販のドローン (3D Robotix 社製) をベースとして緊急停止機能やプロペラガードを付加し安全性を高めた機体に、原子力機構で開発した軽量の放射線検出器を搭載し、測定したデータを機体の制御情報とともにダウンリンクするなどのシステム化を行った。製作した機体は、マニュアルによる操縦の他、GPS による位置情報を基にプログラム飛行が可能である。開発したシステムを Fig.1 に示す。本システムを用いて、福島県内において測定試験を実施した。放射線測定器には GAGG シンチレーション検出器（1”Φ×1”H）を使用し、3 秒毎にγ 線スペクトルデータ及び GPS データを採取した。得られたデータは、地上の線量率が既知であるキャリブレーションポイントにおいて、高度上昇に伴う線量減衰を補正するための高度補正係数や線量率への換算係数を求め、地上 1m の線量率に換算した。測定結果は、同時に実施した地上におけるサーベイメータを用いた線量率測定結果と比較するとともに、モンテカルロコード EGS5 を用いたシミュレーションと比較し妥当性の検証を行った。

3. 結論　ホバリングにより得た高度と計数率の関係について、測定場所のジオメトリや放射線分布を加味して EGS5 によりシミュレーションした結果とよく一致した。この結果より、低高度でのフライトでは周辺の影響を強く受けるため、単純な指数関係にならないことが分かった。キャリブレーション結果と元に、地上線量率に換算した放射線マップは、地上測定の結果とよく一致し、本システムの基本的なデータ取得条件や解析手法について検証できたと考えている。

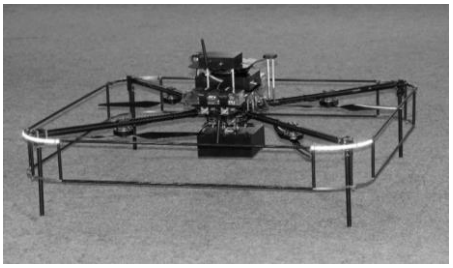


Fig. 1 開発した放射線測定用ドローン

* Miyuki Sasaki[1], Yukiyasu Nishizawa[1], Mitsuo Imura[1], Tsutomu Yamada[1] and Yukihisa Sanada[1]

[1] JAEA Fukushima.

福島第一原子力発電所事故後の無人機を用いたモニタリング技術
（3）無人観測船を用いた水底の放射線分布測定技術

Technology of radiation monitoring using unmanned vehicle
after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant
(3) Technology of radiation measurement of sediment using an unmanned ship

*宮本 賢治[1]，佐々木 美雪[1]，眞田 幸尚[1]，小川 年弘[2]，千賀 康弘[3]
[1]原子力機構　福島研究開発部門，[2]ウインディーネットワーク，[3]東海大学

日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）では、無人観測船を用いた水底の放射線モニタリング技術の開発を行なっている。無人観測船は、リモートコントロールにより操作できるため、危険な場所でも人が近づくことなく、効率的に水底の放射線分布状況を把握することができる。本発表では、開発した無人観測船の性能及び福島県沖で実施した観測試験の結果について報告する。

キーワード：無人観測船、福島第 1 原子力発電所事故、遠隔放射線測定

1. 緒言　福島第 1 原子力発電所事故後、陸上での放射線測定は広範囲で定期的に行われているが、海底の放射線測定は陸上に比べると少ないのが現状である。そこで、原子力機構では効率的に海底の放射能を測定することができる装置の研究開発を行なっている。本研究では無人観測船により福島県沖での海底放射能の観測試験を実施し、その性能の検証を行なった。

2. 方法　東海大学で開発した遠隔操作可能な無人観測船に、原子力機構で開発した水底検出器（2.5”φ×2.5”H）を搭載したシステムを開発した。無人観測船は、船内に搭載したモーターにより船の航行を制御でき、制御信号は Wifi や携帯電話の周波数帯を用いた無線及び衛星電話から送受信することができる。測定点に移動した後は、遠隔からの信号で電動ウィンチにより検出器を海底まで下ろし、ダイレクトに海底の放射線を計測できる。検出器には、ジャイロによる姿勢信号を同時にログできるようになっており、測定時の検出器の状態を推定できる。本システムを用いて請戸沖の沿岸に基地局を設置し、操縦試験及び測定試験を実施した。測定場所は、請戸川の河口から南に 1km 程度の縦 1.2×横 1.5km の水深 10～20m のエリアに設定し、南北 300m～東西 500m メッシュに測定を実施した。測定時間は 1 地点につき 3 分間とした。

3. 結果　システムによる測定データを同地点でエクマンバージ採泥器を使い採取した海底堆積物サンプルの実験室での測定結果と比較したところ、よい相関関係を得た。また、測定時期を変えて 4 か月間に 3 回実施した結果を比較すると、各測定結果は概ね整合した。この結果から、本測定システムにより、海底の放射線分布を簡便に測定できることが確認できた。本システムのメリットとしては、人手をかけずに測定が可能であること、サンプル採取と比較すると結果までに時間がかからないことが挙げられる。課題としては、運航面では潮流の状況により定点維持が難しい場合があること及び検出器が海底に引っかかる恐れがあることが挙げられる。また、測定面では堆積物中の放射性物質の鉛直分布が深い位置にピークがある場合に、ダイレクトの測定が難しいことが挙げられる。

Fig.1 無人観測船（上）および基地局（下）

*Kenji Miyamoto[1], Miyuki Sasaki[1], Yukihisa Sanada[1], Toshihiro Ogawa[2], and Yasuhiro Senga[3]
[1]JAEA Fukushima, [2]Windy Network, [3]Tokai Univ.

Oral Presentation | I. General Issues | -

[3B01-03] Suport and Training Tool for Plant Operator

Chair: Keiji Oda (Kobe Univ.)

Mon. Mar 28, 2016 9:30 AM - 10:20 AM Room B (Lecture Rooms B B101)

[3B01] An Information-Theoretic Approach to Resilience Assessment

＊Jonathan Poli[1], Kazuyuki Demachi[1] （1.University of Tokyo）

9:30 AM - 9:45 AM

[3B02] Development of Glass Top Simulator

＊Takahisa Kato[1], Atsuhiko Koizumi[1] （1.Toshiba Corporation）

9:45 AM - 10:00 AM

[3B03] Sophistication of radiation educational program based on beta-ray obserbation using high-performance Peltier device cooled cloud chamber

＊Masafumi Akiyoshi[1] （1.Osaka Prefecture University, Research Organization for University-Community Collaborations, Radiation Research Center）

10:00 AM - 10:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

An Information-Theoretic Approach to Resilience Assessment

レジリエンス性評価のための情報理論的アプローチ

*Jonathan A. Poli and Kazuyuki Demachi

[1]University of Tokyo Department of Nuclear Engineering and Management

Abstract: This study has two purposes. The first purpose is to propose new metric for indicating resilience based on uncertainty in communications between system and Decision-Maker. The second purpose is to develop an approach to implementing resilience based on the new metric. **Keywords:** resilience, information entropy, network

Resilient systems acquire information regarding their external and internal environments and decide what feedback to employ. Invariably, this process involves communication between the system and the Decision-Maker (DM), the latter responsible for deciding what feedback to employ. The system codes the message onto a group of information sources, each one delivering a one unique piece of information and each source corresponding to a unique sub-channel (Figure 1A). The aggregate of sub-channels serve as the main channel transmitting messages between the system and DM. The "noise" serves to prevent sub-channels from communicating their piece of information (Figure 1A). The more sub-channels lost, the more possible messages that must be considered, the more uncertainty. The uncertainty can be measured by information entropy; a measure of the uncertainty from the receiver's perspective in selecting the actual message from a set of possible messages [1]. Information entropy is an indicator of how effectively the system is communicating with the DM. A resilient system, thus, maintains communication by limiting the increase in uncertainty as sub-channels are lost, and recovers rapidly if it happens to be in a state of high uncertainty (Figure 1B). *The convexity of information entropy curve as a function of missing sub-channels serves as the proposed indicator of system resilience.*

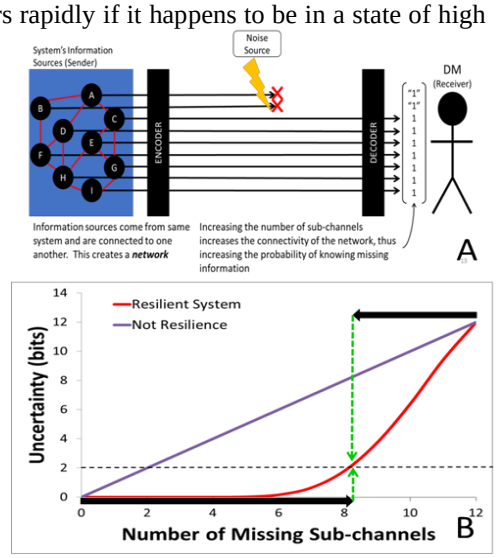


Figure 1: (A) **Schematic of communication channel (top) and the effect of noise on the channel. (B) Plot of uncertainty (information entropy) as a function of increasing number of lost sub-channels.**

Based on the convex, response, the goal is to incorporate such behavior in the communicating process. Given that all of the sub-channels are a part of the same system, it is reasonable to infer that information sources are linked to one another. Connecting all related information sources results in a network where the information regarding a missing sub-channel can be inferred from the information output of linked sub-channels. More importantly, network connectivity follows convex behavior [2]. Incorporating the network characteristics is the approach to attain convexity and may provide an avenue towards engineering resilience. A methodology was developed to measure information entropy and a model was used to assess the network hypothesis. Results are discussed and a case study applying this method to the Isolation Condenser system of Fukushima Daiichi Unit 1 serves as an illustrative example.

References

[1] Shannon, C. E. (1948). A Mathematical Theory of Communication. *The Bell System Technical Journal*, *27*, 379–423.

[2] Bettstetter, C. (2004). On the connectivity of ad hoc networks. *The Computer Journal*, *47*(4), 432–447.

グラストップ型シミュレータの開発

Development of Glass Top Simulator

*加藤 貴久[1]，碓井 幸博[1]，上田 裕喜[1]，米澤 久範[1]
[1](株)東芝

原子力発電所中央制御室にある制御盤をタッチスクリーン付きの大型ディスプレイ上で操作可能とし、複数プラントの運転操作を単一の設備で行うことのできるグラストップ型シミュレータについて、その特徴を示した。

キーワード：シミュレータ，大型ディスプレイ，タッチスクリーン，プラント切替，システム構成切替

1. 緒言

従来の原子力発電所の運転訓練シミュレータ は、原子力発電所中央制御室にある制御盤を実機同等のハードウェアで模擬しているため、１つのプラントを模擬することしかできなかった。そこで今回、複数の大型ディスプレイを組合せたシステムを構築し、複数のＢＷＲ(Boiling Water Reactor)プラントや、ＢＷＲとＰＷＲ(Pressurized Water Reactor)のプラント切替および同時研修を可能としたグラストップ型シミュレータを開発したので、その特徴について述べる。

2. システムの説明

大型液晶ディスプレイ３台を縦に並べたグラストップパネルを合計２３台並べ、そこに原子力発電所中央制御室にある制御盤を忠実に描画したグラフィックで模擬して、監視／操作を行えるようにした。図１にその外観を示す。

図１ グラストップ型シミュレータの外観

グラストップパネルは、人間工学的に大型ディスプレイ表示の視認性、中央制御室雰囲気下での操作性、ハード制御盤と同等の機器操作性を考慮して、ディスプレイのサイズおよび設置位置／角度、パネルの色、表示する指示計／記録計／ランプ／スイッチのサイズ／色、マルチタッチ操作対応の設計を行い、ソフトウェアを用いて実機制御盤とほぼ同等の感覚でプラントの起動／停止運転や事故時の対応操作を行えるようにしている。

また、シミュレーション計算を行うサーバと監視／操作用コンソールおよびグラストップパネル用クライアントの構成を自由に組み替えられるようにしており、スムーズなプラント切替だけでなく、ネットワークを分割することによる複数プラントの同時研修も可能としている。

3. 結論

グラストップ型シミュレータでは、ＢＷＲとＰＷＲといったタイプが違うプラントの研修を単一システムで行うことができる。また、同時研修も可能な構成としている。今後、グラフィックデータとモデルを追加することでＡＢＷＲ(Advanced Boiling Water Reactor)等、他のプラントの研修も提供していく。

*Takahisa Kato[1], Yukihiro Usui[1] and Hiroki Ueda[1] and Hisanori Yonezawa[1]
[1]Toshiba Corporation.

高性能ペルチェ霧箱を用いたβ線観察による放射線教育の高度化

Sophistication of radiation educational program based on beta-ray observation using high-performance Peltier device cooled cloud chamber

*秋吉 優史
大阪府立大学・放射線研究センター

ペルチェ素子で冷却し、高電圧により雑イオン除去を行う高性能霧箱の作成と、それを利用したα・β・γ線の飛跡の観察から相互作用の違いを直感的に学習できる放射線教育プログラムを提唱する。

キーワード: 霧箱、β線の観察、ペルチェ素子、放射線教育プログラム

霧箱による放射線の観察は目で見て直感的に放射線の存在を知ることが出来るため、教育的効果が大変大きく、様々な教育者により改良が成されて来た。本発表では-20℃以下の低温をドライアイスの準備無しにいつでも確実に得る手段として、ペルチェ素子を使用し、コックロフト・ウォルトン回路を用いた高電圧により雑イオン除去を行う高性能霧箱の作成法と、それを利用した放射線教育プログラムを提唱する。最大の特徴は確実に長時間安定してクリアな飛跡の観察が可能であるという点で、一般的な霧箱でのα線の飛跡の観察に加えて、β線の飛跡、さらにはγ線により弾き出されたδ線の観察も可能である。これにより、放射線の種類による物質との相互作用の違いを直感的に学習することが出来るため、ただ単に飛んでいるのが見えた、に留まらない奥が深い放射線の世界を学習することが可能である。(何故たった 20Bq の Po-210 からの被曝量が 800μSv/y にもなるのに、4000Bq の K-40 は 170μSv/y にしかならないのか、など)

今回提唱するのは市販のペルチェ素子と、パソコン用の高性能 CPU クーラー、100 円均一ショップなどで売られているパーツなど民生品を活用したもので、安価で高性能な霧箱を容易に作成可能であり、全国の教育者による放射線教育に活用可能である。また、このペルチェ冷却霧箱には、ペルチェ素子による熱輸送、熱電対による温度測定、ヒートパイプや熱伝導グリースを含めた物質の熱伝導、蒸気圧と過飽和・核生成、電離とイオン化、電気工作などの要素に加えて、雑イオン除去のための静電気発生、高電圧発生装置による加速器工学の基礎など、極めて多様な工学的要素を含んでおり、放射線安全教育を中心とした、対象とレベルの異なる教育現場での教育プログラムが開発可能である。

現在ペルチェ冷却霧箱はプロトタイプの開発が完了し、試験的に量産を行っている段階である。全国の放射線教育現場で活用できるように、大阪府立大学ブランドで完成品の販売を計画しているが、耐久性や安全性の問題を検証する量産型のベータテストが必要である。完成品の霧箱の提供は有償(本体 2 台+高電圧モジュールで 3 万円)となるが、出来る限り多くの教育・研究者の参加を期待する。

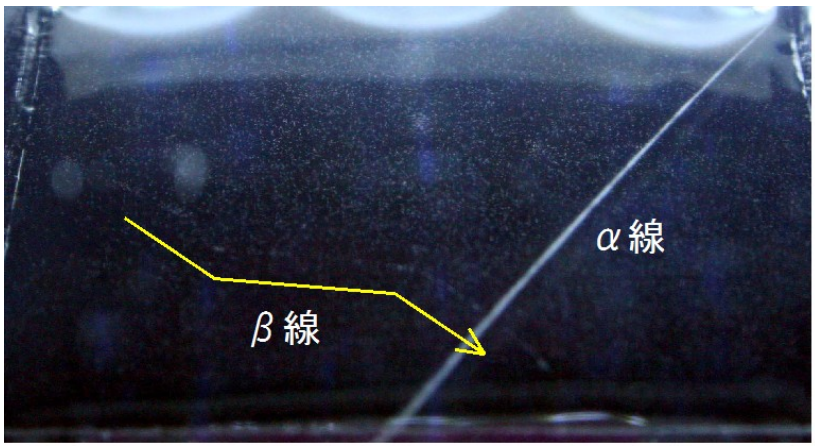


図 1: α線とβ線の飛跡の比較。相互作用の違いが一目瞭然である。

図 2: プロトタイプのペルチェ霧箱

*Masafumi Akiyoshi, Radiation research center in Osaka Prefecture Univ.

Oral Presentation | I. General Issues | -

[3B04-07] Consensus Building

Chair: Masakazu Furuta (OPU)

Mon. Mar 28, 2016 10:20 AM - 11:30 AM Room B (Lecture Rooms B B101)

[3B04] A study for policy deliberation on high level waste disposal through dialogue and collaboration between citizens and experts

＊Rin Watanabe[1], Kohta Juraku[2] （1.University of Tokyo, 2.Tokyo Denki University）

10:20 AM - 10:35 AM

[3B05] Trend survey of public awareness about radiation

＊Shinichi Oiso[1] （1.INSS）

10:35 AM - 10:50 AM

[3B06] A Study on Nuclear Consensus Building (X)

＊Naoki Yamano[1], Yoshinobu Izumi[1], Nakahiro Yasuda[1], Yoshihisa Matsumoto[2], Noriyosu Hayashizaki[2], Yoshihiko Shinoda[3] （1.University of Fukui, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.University of Fukui, Graduate School）

10:50 AM - 11:05 AM

[3B07] Analysis of the structure of *Genshiryoku-mura* toward a paradigm shift of consensus building (5)

＊Tetsuo Sawada[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

11:05 AM - 11:20 AM

©Atomic Energy Society of Japan

高レベル放射性廃棄物処分に関する市民と専門家の対話と協働による政策オプションの検討

A study for policy deliberation on high level waste disposal through dialogue and collaboration between citizens and experts

*渡辺 凜[1]，寿楽 浩太[2]
[1]東京大学，[2]東京電機大学

抄録

本研究は，高レベル放射性廃棄（HLW）物処分政策の改善における市民と専門家の協働に向けた実践的調査である。既実施の調査で得られた市民の意見を関連分野の専門家に提示し，それを実現する方策の聞き取りを行った。市民と専門家の協働の促進に向けて得られた情報を整理する方法も含めて報告する。

キーワード：高レベル放射性廃棄物処分政策，市民，対話，協働

1. 緒言

日本における HLW の最終処分政策は，2002 年の調査候補地の選定プロセスの立ち上げ以来，調査を受け容れる自治体を求めて情報提供や地域振興策の拡充等の様々な取り組みを行ってきたが，プロセスの具体的な前進を見ていない。先行研究では現行の政策枠組みの限界も指摘されており，政策の根本的な再検討を行うことも必要だと考えられる。そして，この際に市民の意見を適確に反映することが重要である。そこで，本研究では，東海村で市民の意見を調査した結果[1]について，それを建設的で有意義な適切な形で専門家に届ける方法を提案し，「どのように市民の意見を具現することができるか」を検討した。この手法については2015年秋の大会で報告したが，今回は実際にそれに基づいて実施した調査の結果を報告する。

2. 専門家インタビューの方法

専門家インタビューでは，上記の市民インタビューの結果（「市民の意見」という）をいくつかの原則に整理して提示し，それを具現する技術的・政策的手段（政策オプション）やその実現の見通し，利害得失を尋ねた。地層処分技術，群分離・核変換等，「市民の意見」に関連する分野を専門とし，大学，研究所，HLW 処分の実施主体等の機関に所属する 18 人の専門家の協力を得た。

3. 専門家インタビューの結果と政策オプションの検討

専門家インタビューの結果，様々な分野の発想や知見を踏まえた，「市民の意見」を具現するための具体的方法についての示唆が得られた。例えば，HLW の再利用や減量，あるいは HLW 処分に関する負担のより公平な分担を求める市民の意見に対して，低レベル放射性廃棄物を含む原子力発電システム全体での減量と，クリアランスレベルの廃棄物の再利用を通じた全国的な“負担の分担”という提案があった。

本研究では、こうした専門家の見解を市民との協働に活かすため，インタビュー結果を「従来の HLW 処分政策のどの要素を改善の対象としているか」によって分類した。さらに，問題の全体像を把握する知識を必ずしも持ち合わせない市民の参加を促進するため，この分類の結果をもとに，複数の「主要な代替案をまとめた政策パッケージの仮案」を複数，作成した。この仮案により市民と専門家がより対等に近い立場で，より建設的に行えると期待される。

参考文献

[1] 渡辺凜，寿楽浩太(2015)「どのような高レベル放射性廃棄物の“処分”が望ましいのか　―東海村における市民の意見の調査と分析―」．平成 26 年度東海村「地域社会と原子力に関する社会科学研究支援事業」成果報告書.

*Rin Watanabe[1] and Kohta Juraku[2]
[1] Tokyo Univ., [2]Tokyo Denki Univ.

放射線に関する意識動向の調査

Survey outcome of the trend of public awareness about radiation

*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以降、放射線に関する関心が高まっている。事故後の放射線に関する意識および知識、リスクのとらえ方、理解方策について知ることをねらいとして、放射線に関する意識動向の調査を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、放射線、意識動向、質問紙調査、理解方策

１．緒言

平成 26 年度に、平成 24 年度に実施した放射線に関する意識調査の結果を踏まえ、関西地域における成人男女 1,110 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、2 年前の結果との比較を含めて報告する。

２．結果・考察

（1）放射線に関する意識および知識

放射線に対して不安に思っている人は 7 割強を占める（男性：7 割弱、女性：8 割弱)。クロス分析の結果、どんなにわずかな放射線でも受けない方がよいという人では、放射線に対して不安に思っている人がほとんどである。

2 年前の平成 24 年度に比べ、放射線に関する基礎知識に大きな変化はない。放射線は風によって進む方向は変わらないことを理解している人は 1 割強に過ぎなかった。

がん治療や文化財の調査など、放射線利用に関する知識は 2 年前に比べ増加したが、長袖の服を着るとかマスクをするといった、原子力災害時に放射線から身を守る知識については、2 年前に比べ低下した。

（2）リスクのとらえ方

ゼロリスクは可能という人は 1 割強に過ぎず、ベネフィットを得るためには幾らかのリスクは避けられないとする人が 6 割強を占めている。また、放射線を受ける量と様々な生活習慣の比較により、がんの相対リスクの説明をすることの有効性が示されたが、一方で説得されていると感じる人も 4 割強を占めることがわかった。

（3）理解方策

微量の放射線はあまり心配しなくてよいと思える情報として、7 割強の人が、自然放射線の量と胸のX線検診で受ける放射線の量を比較する情報を挙げた。微量の放射線について理解を得るには、1 年間に自然界から胸のX線検診数十回分（40 回分程度）の放射線を受けるということを知ってもらうことが有効であると考えられる。

さらに、年間の自然放射線の量や胃のX線検診 1 回の放射線の量を知ってもらうことで、一般公衆の線量限度（年間 1 ミリシーベルト）とは、どれくらいのレベルなのか、具体的に知ってもらうことができる可能性がある。放射線の人体への影響に関する情報について 6 割強の人が信頼できる情報源として医師を挙げており、医師への信頼が高いこともわかった。また 8 割弱の人が、放射線について学習すると放射線に対する不安が和らぐと回答した。

３．今後の課題

放射線について学習することにより、放射線への不安が和らぐという回答が多いことは、放射線教育の重要性を示唆している。一方、年間 1 ミリシーベルトといった数値の意味について人々に理解してもらうことが課題となっている。今後、自然界やX線検診で受ける放射線の量などについて、放射線の量を考える場合の基準として、人々に情報提供していくことが望まれる。

参考文献

[1] 村井健志(2013) 放射線教育の現状と放射線に関する意識調査 Journal of the Nuclear Safety System, vol20, 28-37

*Shinichi Oiso

Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

原子力合意形成学に関する一考察（X）
－地域参画型リスクコミュニケーション：低線量放射線健康影響に対する社会実装－

A Study on Nuclear Consensus Building (X)
- Community-based Risk Communication: Implementation for Health Effects of Low-Dose Ionizing Radiation -

*山野 直樹[1]，泉 佳伸[1]，安田 仲宏[1]，松本 義久[2]，林崎 規託[2]，篠田 佳彦[3]
福井大[1]，東工大[2]，福井大院工[3]

原子力合意形成学[1)]の適用の一つとして、新たな地域参画型リスクコミュニケーション手法を構築した。福島原発事故後に広く社会問題となっている低線量放射線の健康影響問題に適用し、敦賀市の地域市民、保健師、管理栄養士、助産師等との協働による社会実験を通して、地域参画型リスクコミュニケーションの有効性を検証した。

キーワード：共進化、社会実装、公衆参画、低線量放射線、健康影響、地域参画型、リスク認知

１．はじめに

福島原発から環境に放出された放射能に起因する低線量放射線の健康影響は、事故後の復興期において長期にわたる課題である。低線量影響に対する公衆の理解醸成なくして原子力安全に対する信頼を回復することはできない。低線量影響に対する新たな地域参画型リスクコミュニケーション手法及び実装手法を構築した。敦賀市の地域市民、保健師、管理栄養士、助産師との協働による低線量影響ガイドブック（初級編）制作を行う勉強会の前後において、参加者の意識調査を実施し、地域参画型リスクコミュニケーションの有効性を評価した。

２．低線量影響ガイドブック制作を通した地域参画型リスクコミュニケーションの有効性評価

敦賀市民を対象として３年間にわたり実施した放射線リスクに対する地域参画型リスクコミュニケーション研究[2,3)]から、リスクの意味と認知プロセスを知り、リスクを自身で判断することが重要であり、その関心を持続するためには、人々の持つ「知る権利」のみならず「自己決定権」に働きかけることが効果的であることが分かった。

敦賀市の市民、保健師、管理栄養士、助産師等と低線量放射線の健康影響に対する勉強会を行い、低線量影響ガイドブック（初級編）の制作活動を協働して継続することで、地域市民が放射線リスクの知識と当該リスクを自身で判断する方法を自らが会得する取組みを行った。

平成 23 年度に一般の敦賀市民を対象として実施した意識調査と同様な質問票を用いて、勉強会参加者に対する意識調査を行い、10 回の勉強会実施の前と後における参加者の放射線に対する知識、リスク認知および意識の変化について分析した。その結果、下記の知見が得られた。

1)放射線・放射能、食品安全に対する知識が増えたと回答した人が 75～95%、2)放射線の健康影響に対する知識が増えたと回答した人が 85%、3)リスクに対する知識が増えたと回答した人が 95%、4)放射線・放射能に対する意識が変化したと回答した人が 70%、5)低線量の放射線健康影響に対する意識が変化したと回答した人が 75%、6)リスクに対する意識が変化したと回答した人が 80%、7)勉強会で得た知識・経験は別の所でも役立つと回答した人が 90%であった。これらの結果について、一般の敦賀市民の意識調査結果と比較すると、知識に対する理解度では、勉強会参加者は正答率が勉強会の後で高まっており、知識をより正しく理解していることが確認できた。リスク認知や意識の変化については、「低線量の放射線健康影響に対する意識が変化した」、「リスクに対する意識が変化した」と回答した参加者が多数を占めた。また、勉強会で得た知識・経験は別の所でも役立つとした人が 90%となっており、地域コミュニティとの協働による地域参画型リスクコミュニケーションが有効であることが検証された。

本手法は地域コミュニティ協働が特徴であり、地域コミュニティのメンバー間の対話による相互の信頼醸成を促進し、人々の持つ「自己決定権」に強く働きかけて、「課題は自分たちで解決したい」という地域コミュニティの主体性を尊重するコミュニケーション手法である。この手法は課題設定についても地域コミュニティの主体性を尊重するという極めて民主的な運営に特徴がある。敦賀市民を対象として３年間にわたり実施した社会実験から、本手法が地域コミュニティメンバーの継続的な参加を促し、リスクコミュニケーション実践に有効であることが検証された。また、低線量影響ガイドブック（初級編）制作の過程で、いかに優れたガイドブックや説明資料であっても、相手に確実に伝わる実践方法が必須であることが確認された。この知見から、ガイドブックを社会に実際に適用する手法をまとめた社会実装ガイダンスを作成した。

３．まとめ

低線量放射線の健康影響に対する地域参画型リスクコミュニケーション手法の構築を行い、社会実験により有効性を検証した。人々の持つ「自己決定権」に働きかけ、人々の主体性を尊重する地域コミュニティ協働によるリスクコミュニケーションが有効であることが分かった。本手法は、原子炉廃止措置で発生する放射性廃棄物の管理・隔離など、他の課題に対するリスクコミュニケーションにも効果的と考えられる。今後は、これらの課題への適用並びに地域性の違いを考慮した検証を行うことで、リスクガバナンスの枠組みに立脚した、地域参画型リスクコミュニケーション手法の具体的な社会実装の確立が望まれる。

謝辞　本研究は JSPS 科研費 25420902 の助成を受けた。

参考文献　[1]山野直樹, 他, 本会 2010 年春の年会 A15(2010)～2015 年秋の大会 M36(2015). [2]山野直樹, “リスクコミュニーション再考,” 日本原子力学会誌, **57**, 109-113, 2015. [3]篠田佳彦, 山野直樹, 日本原子力学会和文論文誌, **14**[2], 95-112, 2015.

*Naoki YAMANO[1], Yoshinobu IZUMI[1], Nakahiro YASUDA[1], Yoshihisa MATSUMOTO[2], Noriyosu HAYASHIZAKI[2], Yoshihiko SHINODA[3]
[1]Univ. of Fukui, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Graduate School of Eng., Univ. of Fukui.

原子力ムラの構造分析から合意形成論へ(5)
黎明期における〝原子力ムラ〟のプロトタイプ

Analysis of the structure of *Genshiryoku-mura* toward a paradigm shift of consensus building (5) - The prototype of *Genshiryoku-mura* -

*澤田　哲生[1]

[1]東京工業大学・原子炉工学研究所

日本の原子力研究開発の黎明期にその骨格が形成された〝原子力ムラ〟のプロトタイプについて、湯川史料から見えてくる癒着構造について論じる。

キーワード：原子力ムラ、湯川史料、癒着構造

1. 緒言

本論では、湯川秀樹の歴史資料（湯川史料）に含まれる原子力関係資料に基づいて、原子力研究開発の癒着構造のプロトタイプ（原型）を明らかにし、原子力ムラの由来に関する一考察を提示する。

2. 方法

研究方法は、湯川史料および関連する文献などの分析と原子力関係者への聞き取り調査である。

3. 原子力村と原子力ムラ

3.1「原子力村」

「原子力村」という呼称は、１９７０年代に東京電力(東電)内部における原子力部門の閉鎖性を揶揄する隠語として使われていた。「原子力村」が、活字メディアに登場するのは、１９８０年代はじめ、月刊誌“原子力工業”においてである。

3.2 カタカナ「原子力ムラ」というディスクール

原子力村を「原子力ムラ」とカタナカの“ムラ”で最初に呼称したのは、活字メディア上では、飯田哲也である[1]。筆者は、カタナカ村にした真意を飯田に確かめたところ、原子力を受け入れ推進した基礎行政単位としての“村”と産官学をまたぐ構造体としてある集合組織を指す“村”を区別するためにカタカナ“ムラ”を用いたとのことであった。

4. 原子力ムラという癒着構造体のプロトタイプ

原子力ムラの癒着構造については3.11後様々なメディアで論じられた。湯川史料のなかの１９５７年当時の原子力委員会配布資料に、原子力研究機関、学術会議、電力会社、製造会社、その他関連する組織体や企業体が、国策である原子力研究開発を担うものとして具体的名称をもって挙げられている。これは、3.11 後メディアが分析した癒着構造体と基本構造が同型である。すなわち、この初期に規定された組織横断型集合組織が原子力ムラの原型になったと考えることが出来る。

参考文献

[1] 飯田哲也「原子力村の解体と市民社会の再構築」Ronza, 1997年2月号

*Tetsuo Sawada[1]

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

Oral Presentation | I. General Issues | -

[3B08-09] Trouble and Safety Culture

Chair: Ryouichi Taniguti (OPU)

Mon. Mar 28, 2016 11:30 AM - 12:00 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[3B08] A Study on Validity for Questionnaire Survey of Safety Culture

＊Nobuyuki Naohara[1], Jun Hamada[1], Hirokazu Fukui[2] （1.Japan Nuclear Safety Institute, 2.Institute of Nuclear Safety System,Incorporated）

11:30 AM - 11:45 AM

[3B09] Analysis of Accident of Nuclear Power Plant for Advanced Maintenance

＊Norihiko Murayoshi[1], Kazunori Morishita[1], Hirotomo Iwakiri[2], Toshiki Nakasuji[1] （1.Kyoto University, 2.University of the Ryukyus）

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

安全文化アンケート結果とトラブル件数の相関関係

A Study on Validity for Questionnaire Survey of Safety Culture

*猶原信幸[1]、浜田潤[1]、福井宏和[2]
[1]原子力安全推進協会、[2]原子力安全システム研究所

原子力安全推進協会（JANSI）では、会員の安全文化醸成活動に資することを目的として、会員への安全文化アンケート調査を 3 年毎に実施している。本稿では、本アンケート調査の結果が会員の安全文化の一面を測定したものであることの検証を、原子力発電所のトラブル件数を外的基準として試みた。

キーワード：安全文化、原子力発電所、アンケート調査、トラブル件数

１．緒言

安全文化の概念をめぐってはいろいろな議論があるが、成熟した安全文化を有する組織は、未熟な組織に比べトラブルの発生が少なくなると考えられる。本アンケート調査が組織の安全文化の一面を測定しているならば、総合得点とトラブル件数には負の相関関係があるという仮説がたてられる。ここでは安全の客観的指標であるトラブル件数を外的基準として、その仮説を検証する。

２．方法

本稿では至近の第 4 回安全文化アンケート調査（第 4 回調査）のうちトラブル件数が公開されている原子力発電所のデータを用いて検討した。第 4 回調査は、2012 年 6 月から 9 月にかけて各所において 2～3 週間の調査期間で順次実施された。調査対象の原子力発電所は、17 箇所、対象者数 7,760 名、有効回答者数 7,485 名（96%）であった。第 4 回調査では、当協会の安全文化 7 原則を評定するため 93 項目を用いてアンケート調査をしている。原則 1 は「安全最優先の価値観」、原則 2 は「リーダーシップ」、原則 3 は「安全確保の仕組み」、原則 4 は「円滑なコミュニケーション」、原則 5 は「個人･組織の姿勢」、原則 6 は「潜在的リスクの認識」、原則 7 は「活気のある職場環境」である。各原則は 9 ～ 17 項目によって評定される。そして、各項目の得点は、5 件法で評定され、最高点が 5 点、最低点が 1 点である。

原子力発電所のトラブル件数は、当協会がインターネット上で公開している原子力施設情報公開ライブラリー（NUCIA）に登録されている事象件数を基に算出した。NUCIA には、国内の原子力発電所で発生したトラブル情報が明確な基準により登録されている。登録されている情報は、「トラブル情報」、「保全品質情報」、「その他情報」の 3 つに分類されている。「トラブル情報」は、法令に基づき国への報告が必要な事象情報である。「保全品質情報」は、国へ報告する必要のない軽微な事象情報であるが、保全活動向上の観点から電力会社はもとより産官学で情報を共有することが有益な情報である。「その他情報」は、共有化の必要がない情報である。ここでは、発生件数に正の相関関係 $r = 0.80$ （$n = 17$、 $p < 0.01$ ）があり、登録基準が明確な「トラブル情報」と「保全品質情報」の 1 ユニット当りの合計件数を用いて分析した。

３．結果・考察

各発電所の総合得点（93 項目の合計評定値を項目数で平均化した得点）と 1 ユニット当りのトラブル件数（「トラブル情報」件数と「保全品質情報」件数の合計値）の関係を求めたところ、総合得点の高い発電所はトラブル件数が比較的に少なく、総合得点の低い発電所ではトラブル件数が比較的に多い傾向が示された。その相関係数 r は、統計的に有意な -0.55 （$n = 17$、 $p < 0.05$ ）であった。また、この負の相関関係は、次年度のトラブル件数（$r = -0.41$ ）でも認められた。この結果は、仮説を否定するものではなく、本アンケート調査は組織の安全文化の一面を測定しているといえる。従って、本アンケート調査の結果は、安全文化醸成活動を進めるための有効な情報を提供しているものと考えられる。但し、本検討結果のみで、本アンケート調査が安全文化の全容を測定しているとまでは言えない。安全文化を評価するためには、他の調査結果なども含めた総合的で継続的な評価が必要となろう。

原子力発電所のトラブル事例分析

Analysis of Accident of Nuclear Power Plant for Advanced Maintenance

*村吉範彦[1]，森下和功[1]，岩切宏友[2]，中筋俊樹[1]
[1]京都大学大学院，[2]琉球大学

原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」[1]は，原子炉停止に関わる大きなトラブルから配管の小さなひび割れ等の軽微な事例まで幅広く登録されており，保全活動向上の観点から非常に有益な情報資料である。本研究では，トラブルは多様な要因の創発により生じるとの観点から要因分析を行っている。今回はニューシアに登録されているトラブル事例を分析し，要因間に見られる相関関係の傾向分析を行った。

キーワード： トラブル事例，保全管理，ニューシア，システム構造分析

１．緒言

原子力発電所は，人や技術，社会を取り巻く大規模で複雑なシステムにより成り立っている。このような複雑なシステムには，トラブルに結びつく潜在的要因がいくつも存在し，これらが不連続に顕在化し，蓄積した後，トラブルといった形で突発的に発生する。こういったトラブルは，高度な技術の代償として不可避な事象であるため，トラブル事象が生じてしまった場合には，それらの事象を記録として保持し，その分析や解析を行うことで，適切かつ効果的な安全方策や保全活動を講じ続けることが重要である。今現在，我が国の原子力に関わるトラブル事例は，原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」上に登録され，広く公開されている。宮崎［2］は，独自の新原因分類法にてニューシアに報告されているトラブル事象の分析を行った結果，大きなトラブル要因として保守不良面における作業者過誤が考えられると指摘している。一方で，トラブルは多様な要因間の相互作用により創発的に発生するとの観点［3］があることから，従来の原因特定に基づいた分析とは異なる，相対的な分析による検討も必要不可欠と考える。

本研究では，個々のトラブル事例に見られるトラブル要因がどのような創発的相互作用により顕在化するかを解明し，構造モデルとして体系的な理解に繋げることを目標としている。

２．研究手法

トラブルの概要把握，原因の詳細情報に関してはニューシアに記録されている内容を参考とした。トラブル事例の原因分析にあたっては，科学技術振興機構の「失敗知識データベース」[4]にまとめられている失敗原因分類手法を参考引用し，原因の分類を行った。また，トラブルを構成する要因の全体像を把握し，総合的な理解によって分析を行う方法として，ISM 法等のシステム構造分析手法を用いて，トラブル要因の関係性を分析した。

３．結果・考察

分析の結果，トラブル要因の特徴と要因間における様々な関係性が考察できた。例えば 2005 年の国内原子力発電所における人的過誤の傾向としては，管理規定や手順の不備といった組織運営不良や，いわゆる「ほう・れん・そう」といった手順の不遵守による過誤が多く分類された。また要因間の関係性としては，個人の能力や組織，グループの運営実態に起因する要因が起点となり，個々人の様々なトラブル連鎖を生じさせていることが傾向として見られた。図 1 にその相関関係の概要を示す。

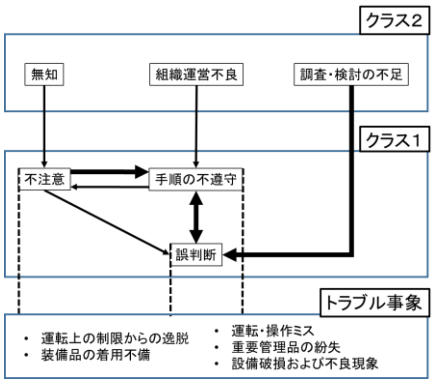


図 1. トラブル要因間の相関関係概要

４．参考文献

［1］ 原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」http://www.nucia.jp/
［2］ 宮崎孝正，日本原子力学会和文論文誌，Vol.6, No.4, p.434 - 443（2007）
［3］ 柚原直弘．氏田博士 共著，システム安全学 文理融合の新たな専門知 p.178 - 180
［4］ 科学技術振興機構「失敗知識データベース」http://www.sozogaku.com/

*Norihiko Murayoshi[1], Kazunori Morishita[1], Hirotomo Iwakiri[2] and Toshiki Nakasuji[1]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of the Ryukyus

Oral Presentation | I. General Issues | -

[3B10-13] Nuclear Human Resource Development

Chair: Naoki Yamano (Univ. of Fukui)

Mon. Mar 28, 2016 2:45 PM - 3:55 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[3B10] Information transfer activity through “Radiation and our daily life fair” in Kansai region

＊Masakazu Furuta[1] （1.Osaka Prefecture University Radiation Research Center）

2:45 PM - 3:00 PM

[3B11] Nuclear human resource development program using a training reactor in Korea

＊Genichiro Wakabayashi[1], Kengo Hashimoto[1], Tetsuo Itoh[1], Hirokuni Yamanishi[1], Sin-ya Hohara[1], Masayo Inagaki[1], Myung-Hyun Kim[2] （1.Atomic Energy Research Institute, Kinki University, 2.Kyung-Hee University Reactor Research and Education Center ）

3:00 PM - 3:15 PM

[3B12] Development and Implementation of Leadership Training Program for Nuclear Safety

＊ATSUSHI NAKAGAWA[1], AKIHIDE KUGO[1], NORIO SUZUKI[1] （1.JAPAN NUCLEAR SAFETY INSITITUTE）

3:15 PM - 3:30 PM

[3B13] Training of Underwater Measurement with Intense Radiation Field

＊Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], HIroyuki MIyamaru[1], Masafumi Akiyoshi[1], Takao Kojima[1], Hiroto Matsuura[1], Masakazu Furuta[1] （1.Osaka Prefecture University）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

関西地域の「みんなのくらしと放射線展」における知識普及活動

Information transfer activity through “Radiation and our daily life fair” in Kansai region

*古田　雅一[1]，みんなのくらしと放射線展知識普及実行員会
[1]大阪府立大学放射線研究センター

関西地域においては大阪府立大学を事務局として 9 機関の放射線関連団体が「みんなのくらしと放射線」知識普及実行委員会を組織し、「小・中学生」「保護者」及び「高校生」を対象とした「みんなのくらしと放射線展」を 30 年以上、継続して開催してきた。その概要を報告し、今後を展望する。

キーワード：知識普及活動、 放射線利用、放射線教育

1. 緒言

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災に伴う東京電力福島第一原子力発電所事故以来、放射線汚染や健康影響などの風評被害が重大な問題となり、放射線に対する正しい知識の普及がより一層求められている。関西地域においては大阪府立大学を事務局として 9 機関の放射線関連団体が「みんなのくらしと放射線」知識普及実行委員会を組織し、毎年夏休みの時期に「みんなのくらしと放射線展」を大阪市内の百貨店などオープンスペースを会場として開催し、32 年間延べ 50 万人以上の来場者に対して様々なアトラクションを交えた知識普及活動を行ってきた。特に原子力発電所事故発生以降は、混乱や誤解を避けるために、「小・中学生と保護者に対する体験実習」及び「高校生によるプレゼンテーション」に的を絞り、きめ細かな放射線の知識普及を行うとともに、一般参加者を対象とした展示も継続して行っている。右図は 2015 年度の案内チラシである。

2. 実施内容

2-1. 小・中学生と保護者に対する体験実習（放射線親子セミナー）

霧箱工作や掃除機で集めた空気中のチリや野外での放射線測定など、「体験」を通して楽しく放射線について訴求した。また分かりやすいサイエンスショーを実施した。さらに、保護者を対象とした「放射線ミニツアー」を実施することで、大人に対しても、放射線の正しい知識を訴求した。

2-2. 高校生によるプレゼンテーション（ハイスクール放射線サマークラス）

放射線について高校生自らが調べ、学び、考えたことを学校対抗形式で発表する「第4回ハイスクール放射線サマークラス」を実施した。過去最多の9校が出場し、今年度は最優秀賞1校、審査員特別賞2校が選出され、各校は発表終了後、放射線展の展示コーナーの見学、交流会で親交を深めた。

2-3. 放射線利用の実物展示、パネル展示

一般の来場者向けには、様々な展示や実演を楽しめるスペースを設け、霧箱や食品の放射線測定、韓国からの輸入切り花の放射線殺虫など、実演や放射線クイズラリーにより身近な放射線や放射線利用の知識普及を行った。さらに関西地域の原子力、放射線関連の学部、施設を持つ大学や研究機関の紹介も行った。

3. 結論

アンケート調査の結果、参加者の満足度は 8 割以上に達している。

*Masakazu Furuta[1]

*[1] Radiation Research Center, Osaka Pref. University;

韓国の教育訓練用原子炉を用いた原子力人材育成

Nuclear Human Resource Development Program Using a Training Reactor in Korea

*若林　源一郎[1]、橋本　憲吾[1]、伊藤　哲夫[1]、山西　弘城[1]、
芳原　新也[1]、稲垣　昌代[1]、キム・ミュンヒュン[2]
[1]近大原研, [2]慶熙大 RREC

試験研究炉の新規制基準への対応のため、近畿大学原子炉は平成 26 年 2 月から運転を停止した。国内の他の研究炉も同様に運転を停止したため、国際原子力人材育成イニシアティブ事業の枠組を利用して韓国・慶熙大の教育訓練用原子炉を使った実習を行った。

キーワード：原子力人材育成、慶熙大学原子炉、国際教育、実習

1. 概要

平成 25 年 12 月に施行された試験研究炉の新規制基準への対応のため、近畿大学原子炉は平成 26 年 2 月から運転を停止している。さらに国内の他の研究炉も同様に運転を停止し、原子力規制庁による安全審査が長期化したため、国内で原子炉を使った運転実習を実施することができなくなった。そこで、平成 25 年度から 3 年間の予定で採択されていた文部科学省・国際原子力人材育成イニシアティブ事業の枠組を活用し、韓国・慶熙大学校の教育訓練用原子炉を使った代替実習を行った。これにより、国内施設の運転停止期間を人材育成の空白期間とすることなく、実物の原子炉を使った教育の機会を国内の学生に提供し続けることができた。

2. 慶熙大学校の教育訓練用原子炉

慶熙大学校の原子炉 AGN-201K は、教育訓練を目的とした熱出力 10 W の米国製原子炉であり、ソウルの南約 40 キロに位置する慶熙大学校グローバルキャンパス（大韓民国京畿道龍仁市）の原子炉センターに設置されている。1982 年の運転開始から現在に至るまで、韓国内外の学生や研修生の実習に広く活用されている。原子炉は、ポリエチレンに低濃縮ウラン燃料を混合した円盤状の固体を積み重ねた構造の均質炉であり、低出力のため冷却の必要がなく、極めて安全性の高い原子炉である。

3. 実習内容と成果

実習は 3 泊 4 日の日程で行い、近畿大学の学生の他、名古屋大学、九州大学、京都大学の学生が参加した。主な実習内容は、原子炉の運転、金線の放射化による原子炉内中性子束分布測定、臨界近接実験、温度効果及び反射体効果の測定である。実習の使用言語は英語とし、ティーチング・アシスタントを兼ねた韓国人学生とともに複数の班に分かれて実習に参加した。また実習の進め方として、1 日の実習が終わった後にその日のデータを解析してスライド資料にまとめ、翌日の朝に班ごとに英語でプレゼンテーションをして議論するという形式をとった。実物の原子炉と運転管理・放射線管理の現場を活用したプログラムにより原子炉物理や放射線計測の基本的な知識を体験を通じて習得させることができた。また、国際的な環境で意思疎通するための手段としての英語の重要性を認識させることができただけでなく、日韓学生による共同作業を通じて文化・言語の多様性を認識させ、国際感覚とコミュニケーション能力を向上させることもできたと考えている。

*Genichiro Wakabayashi[1], Kengo Hashimoto[1], Tetsuo Itoh, [1] Hirokuni Yamanishi[1], Sin-ya Hohara[1], Masayo Inagaki[1] and Myung-Hyun Kim[2]

[1]Kinki Univ. Atomic Energy Research Institute, [2]Kyung-Hee Univ. Reactor Research and Education Center

原子力安全を支えるリーダーシップ研修プログラムの開発

Development and Implementation of Leadership Training Program for Nuclear Safety

*中川 敦之[1]，鈴木 康夫[1]，久郷 明秀[1]
[1]原子力安全推進協会

当協会では、福島第一発原子力電所事故の反省と教訓を踏まえ、原子力特有のリスクを強く認識しつつ組織運営を行う人材を育成するため、原子力事業者の経営層から現場第一線の管理者までの各職位を対象に、対人能力（Human Skill）を中心としたリーダーシップ研修プログラムを整備し提供している。

キーワード：原子力、人材育成、リーダーシップ、対人能力、Human Skill

1. 緒言

原子力発電所の運転部門の当直課長を対象としたリーダーシップ研修に焦点を当て、研修が原子力安全のリーダーシップ向上に、どの程度効果を挙げているのか確認する試みを紹介する。

2. 研修プログラム

当直課長は、通常運転時には設備や機器の点検・操作や定期的な作動試験時のヒューマンエラーを防止し、的確な対応を行うべくチームを統率する責任を、緊急時には的確な状況把握と操作指示、本部への通報連絡を行う責任を有している。これらの責任を果たすためには、設備や機器の特性に関する専門知識（Technical Skill）はもちろん、厳しいストレス下での強い統率力等の対人能力(Human Skill)が求められる。研修はこの対人能力の向上を目的とし、対人能力を 8 要素【統率力、意思疎通力、安全最優先意識、求心力、調停能力、批判的思考、状況分析適応力、コーチング】に分類して研修効果を評価している。研修で受講者は、福島第一原子力発電所事故当時の当直課長の体験を聞くことで追体験し、主体的に部下が行動するよう仕向けるコーチング技術、ストレスを受けて無力感に襲われた部下のストレス管理方法（求心力）等の対人能力を、ロールプレイを通じて実感する。

3. 研修効果の評価

研修の 1 か月前と 3 か月後に受講者と受講者の部下から、前述の 8 要素に分類した設問でアンケート調査（5 段階評価形式）を行い、研修前後の評点変化を偏差値で求め、「対人関係における気づきのグラフモデル」（ジョハリの窓[1]の概念）の中にプロットした（右図参照）。本人評価の変動は「意識」の変化、部下の評価の変動は「行動」の変化と説明できる。

8 要素の近似直線の傾きは 0.89 であり、本人評価と部下の評価が一致する直線の傾き 1.00 を理想値と考えると、研修効果は 9 割と見なすことができる。

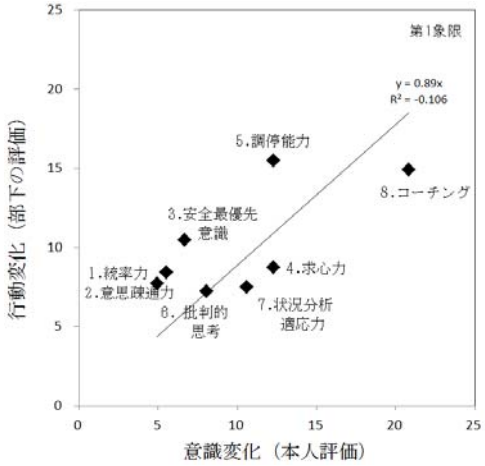


図　受講者全体の研修後の意識・行動の変化

4. 考察

8 要素全てが意識変化、行動変化ともに偏差値は正の値となり、対人能力の向上が確認できた。本人の評価で 8 要素のうち最も評点が低かった「コーチング」が大きく上昇し、部下の思考、判断を促すコーチングの重要性に気付きが得られたと考えられる。

「調停能力」や「コーチング」の要素は、原点から遠く離れており研修効果が大きかったことを示しているが、「統率力」、「意思疎通力」、「批判的思考」の 3 要素は原点に近いので、効果が一層高まるようカリキュラムに工夫を加えることも必要と考えている。

参考文献

[1] J. Lust, H. Ingham, "The Johari window, a graphic model of interpersonal awareness". Proceedings of the western training laboratory in group development (Los Angeles: University of California, Los Angeles) ， 1955

* Atsushi Nakagawa[1], Norio Suzuki[1], Akihide Kugo[1]
[1] Japan Nuclear Safety Institute

大線量下の水中実験研修

Training of Underwater Measurement with Intense Radiation Field

*谷口良一、伊藤憲男、宮丸広幸、秋吉優史, 小嶋崇夫、松浦寛人、古田雅一
大阪府立大学放射線研究センター

大規模コバルト 60 照射プールを利用して水中で大線量を取扱う技術研修事業を開始した。原子力関連分野の学生、民間技術者などを対象としている。水中での放射線測定、画像測定などの研修を行うとともに、放射線による画像素子の損傷など、大線量下での実践的な水中作業経験の習得をめざしている。

キーワード：大線量、水中実験、原子力人材育成

1. 緒言

大阪府立大学では、文科省の原子力人材育成事業として「大規模放射線施設を利用した人材育成事業」を平成 26 年度から開始した。本事業は,廃炉作業等の大線量の取扱時に必要とされる基本的な水中作業の経験を積んだ人材を育成することが目的である。昨年度は放射線に関係する分野の本大学の学生、院生を対象としたが、本年度からは、他大学、企業の技術者も研修対象とし、今後３年間継続する予定である。

2. 研修

図１のような防水ケースに高感度カメラを収め、水深 4.7m のコバルト 60 照射プールの底に沈め、水中で遠隔操作可能な移動ステージに放射線検出器とともに載せ、水中での放射線分布の測定を行うとともに、水中で線源周辺に発生するチェレンコフ光を撮像した。またカメラを線源に近づけると、画面上に特徴的な白点ノイズが現れ、ある距離から急激に増大する様子を観察した。水中で撮影された画像の一例を図２に示す。図３は実験風景である。 研修は２日間の日程で行い、放射線安全教育、放射線計測等の講義を受講した後に、水中での放射線分布測定、水中での画像計測とカメラの放射線損傷実験等を行った。昨年度は４回の研修を行い、参加者総数は 23 名であった。

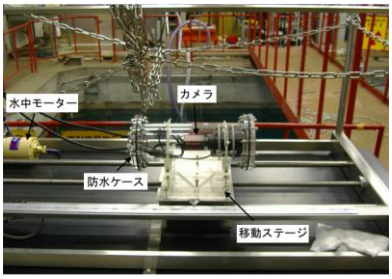


図１　水中移動ステージ

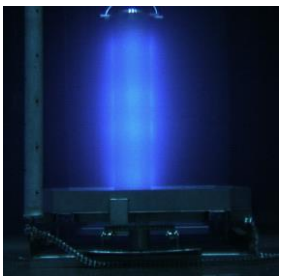


図２　水中で撮影した
線源とチェレンコフ光

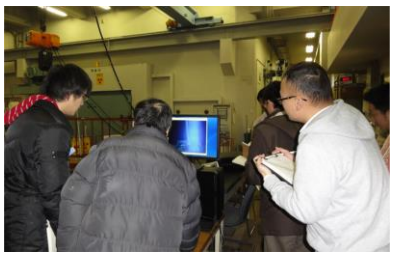


図３　水中画像実験風景

参考文献

1)「超高感度カメラを用いた水中チェレンコフ光の観測」谷口良一、矢羽多秀高、伊藤憲男、宮丸広幸、小嶋崇夫、松浦寛人、古田雅一、原子力学会秋の大会（2015 年 3 月、日立）N45
2)「大規模放射線施設を利用した人材育成」谷口良一、ESI-NEWS、Vol.33、No.4(2015)pp144-151

* Ryoichi Taniguchi, Norio Ito, Hiroyuki Miyamaru, Masafumi Akiyoshi, Takao Kojima, Hiroto Matsuura and Masakazu Furuta
Radiation Research Center, Osaka Prefecture University,

Oral Presentation | I. General Issues | -

[3B14-15] Proposal against Nuclear Disaster

Chair: Masafumi Akiyoshi (OPU)

Mon. Mar 28, 2016 3:55 PM - 4:30 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[3B14] Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system.

＊Keigo Umetani[1], Hiroki Ofuji[1], Masato Kanasaki[1], Keiji Oda[1] （1.Kobe University）

3:55 PM - 4:10 PM

[3B15] Proposal of Utilization of Training Ships in Nuclear Disaster

＊Keiji Oda[1] （1.Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University）

4:10 PM - 4:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

海上移動型放射線モニタリングシステムに用いる船舶内の線量率分布の計算

Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system.

*梅谷　圭吾，大藤　広暉，金崎　真聡，小田　啓二
神戸大学大学院　海事科学研究科

福島原発事故の経験を踏まえ、陸上の緊急時放射線モニタリングを補完する「船舶を活用した海上前線基地の設置」を提案している。その設計の一環として、乗船者に対する放射線防護の観点から、船外の放射線強度及び空間分布と船内線量率の関係をモンテカルロ計算によって求めることにした。

キーワード：放射線防護、放射線計測、モンテカルロ計算、船舶

1. 緒言

福島原発事故時、災害対策の拠点となるオフサイトセンターは電源の喪失や通信設備の破壊などの原因によって機能せず、事故直後の正確な線量評価ができなかった。また、地震の影響で道が寸断されていたため陸路でのアクセスに問題があった。そこで我々は既存のモニタリングシステムを支援・補完するために、「船舶を活用した海上前線基地の設置」を提案している。このシステムでは、あらかじめ設定された放射線レベルを超えるまで船舶で接近し、場合によっては無人小型ボートやマルチコプターといった無人機を用いて測定するというものである。その設計の一環として、乗船者に対する放射線防護の観点から、船外の放射線強度及び空間分布と船内線量率の関係を、モンテカルロシミュレーションコード EGS5を用いて評価する。

2. 計算方法

計算に用いた体系は、第一段階として、本学所有の練習船「深江丸」を想定し、図1のような単純な体系とした。船舶の内部を8分割 (上下4層×左右) した空間と船橋の上部の計9か所について、それぞれの空間での単位体積当たりの吸収線量を計算した。線源は、Cs-137や Cs-134 、I-131 といった代表的な核種が船舶の直上にプルーム状に存在する場合と船体側面に付着した場合について考えた。さらに前者では、線源の厚さや距離などを変化させ、船舶の線量率にどのパラメータが大きく関わってくるか検討した。図2は計算結果の一例で、厚さ5 [m]の Cs-137 線源の高さを変えて上空から照射した結果である。グラフが示すように、距離が近づくにつれて船内の吸収線量が大幅に増加していることが分かる。詳細は講演に譲る。

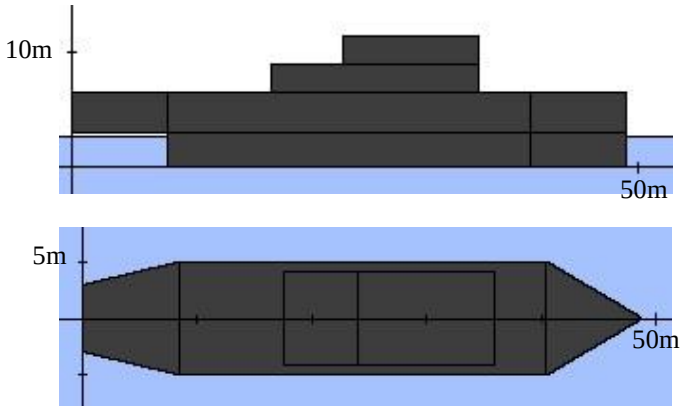


図1. 練習船深江丸を単純化した体系

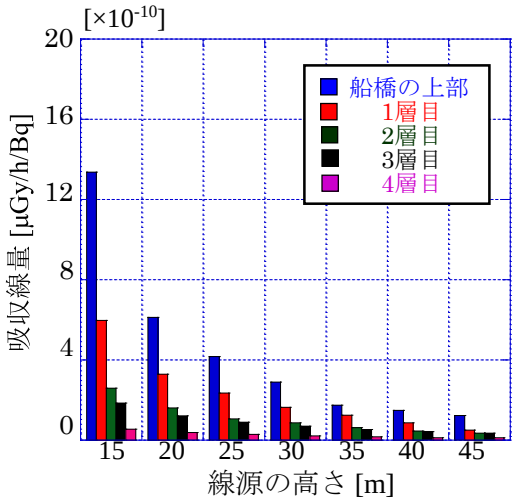


図2：Cs-137 を上空から照射した計算結果

* Keigo Umetani, * Hiroki Ofuji, Masato Kanasaki and Keiji Oda
Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University

原子力災害時における船舶活用の提案

Proposal of Utilization of Training Ships in Nuclear Disaster

*小田　啓二

神戸大学大学院海事科学研究科

原子力災害時に、事前登録した船舶に予めパッケージ化しておいた測定器・防護装備等を搭載し、そこに専門家が乗船し、「海上前線基地」として緊急時モニタリングを担うという補完システムを提案する。

キーワード：原子力災害、船舶の活用、緊急時放射線モニタリング

1. 緒言

現在の原子力対策指針では、災害発生直後の対応のひとつである緊急時放射線モニタリング（ERM）については、陸上に設置されたモニタリングポスト及びモニタリング車による放射線測定が中心となっているが、阪神・淡路大震災や東日本大震災のように道路網も大きな損傷を受けてしまうような大規模自然災害の直後においては、もうひとつの経路、即ち「海の道」からのアプローチが有効であると考えられる。

そこで、被害を受けなかった地域から船舶を派遣し、これに放射線測定器や防護装備等を搭載するとともに、相当数の原子力・放射線の専門家が乗り込むことによって海上の前線基地としての機能を持たせた「ERM バックアップシステム」を提案する。

2. 船舶の活用

もともと船舶には、大量物資の輸送や避難者の搬送という運搬性を備えているが、海を自由に航行できる機動性や、発電設備・水・食料・船舶電話等を常備しているので自立性（独立性）という特徴を兼ね備えている。図１は、原子力発電所サイトと練習船を有する商船系大学・高専及び水産系学部の立地場所を示している。このように、事前にこれら大学・高専の理解が得られるならば、（日本海側は少し弱いものの）発災したサイトに最も早く到着できる練習船が急行するというネットワークが整備できそうである。

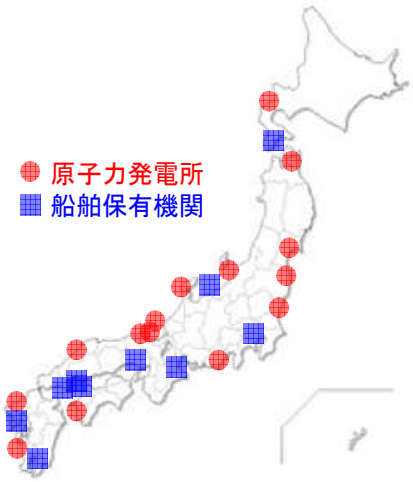


図１．国内の原子力発電所と商船・水産系教育機関の立地場所

3. その他検討課題

このシステムの実現可能性を検討することを本研究の目的とした。第一段階として、①協力船舶・運航要員の登録とネットワークの整備、②船舶職員に対する放射線レクチャー、③練習船内の装備（通信機器含む）及び放射線防護対策、④測定機器の選択及びパッケージ化、⑤海上移動型モニタリングシステムの開発、⑥既存の災害対策システムへの組込み、等の項目について検討を始めている。２年後には、神戸大学所有の練習船「深江丸」に放射線測定システムや防護装備等一式を搭載して原子力発電所まで航海して模擬実験を行うとともに、シンポジウムを開催し総括を行い、最終的に提言をまとめる予定である。

本研究は、文科省委託事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（原子力基礎基盤戦略研究プログラム）戦略的原子力共同研究プログラム」の下で進めている。

*Keiji Oda

Graduate School of Maritime Sciences, Kobe Universitu

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

[3C01-04] Core Thermal Hydraulics

Chair: Hiroyuki Yoshida (JAEA)

Mon. Mar 28, 2016 9:30 AM - 10:35 AM Room C (Lecture Rooms B B103)

[3C01] Critical Heat Flux in Tight Lattice Three-Pin Bundle with and without Wire Spacer

Dan Le[1], ＊Sho Tanabe[1], Minoru Takahashi[2], Masatoshi Kondo[2] （1.Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Research Laboratory for Nuclear Reactor, Tokyo Institute of Technology）

9:30 AM - 9:45 AM

[3C02] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

＊Shiro Takahashi[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Hideaki Hosoi[1], Masaya Ohtsuka[1] （1.Hitachi, Ltd.,）

9:45 AM - 10:00 AM

[3C03] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

＊Hideaki Hosoi[1], Shiro Takahashi[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Naohisa Watahiki[1], Masaya Ohtsuka[1] （1.Hitachi, Ltd）

10:00 AM - 10:15 AM

[3C04] Measurement of void fraction distribution in two-phase flow in a 4×4 bundle

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

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Critical Heat Flux in Tight Lattice Three-Pin Bundle with and without Wire Spacer

Dan Tri LE[1], *Sho TANABE[1], Minoru TAKAHASHI[2] and Masatoshi KONDO[2]

[1]Dept. Nucl. Eng. Tokyo Tech, [2] RLNR Tokyo Tech

Abstract Critical heat flux (CHF) behavior in tight lattice core in boiling two-phase flow was clarified experimentally for three-pins tight rod bundle with wire spacer with the parameter of the ration of pitch to diameter ratio (*p/d*).

Keywords: Critical heat flux, Bundle pin, Tight lattice, Wire spacer, Two-phase flow.

1. Introduction Reduced Moderation BWR can be fast neutron reactors for Pu breeding and MA burning by means of tight lattice core with wire spacers. The effect of wire spacer on critical heat flux (CHF) was investigated experimentally for single pin with wire spacer [1]. In the present study, the CHF behavior is investigated for simulated tight lattice core using a three-pin-bundle with the wire spacers. The effects of the wire spacers with its axial pitch and pitch to diameter ratio (*p/d*) are investigated.

2. Experimental The forced convection boiling water loop was used. The CHF in tight lattice three-pin bundle (Fig.1) with and without the wire spacers was measured. Heater pin made of stainless steel tubes (Diameter *d*= 4.57 mm, length *L*=400 mm) was connected to the copper electrodes at both ends by DC Joule heating. The rod-to-rod pitch *p* was 5.0 mm and 5.4 mm at which the *p/d* equal to 1.10 and 1.18, respectively. The axial pitches of the wire spaces were 100 and 200 mm.

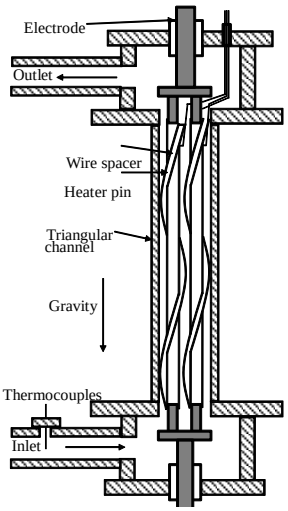


Fig.1 Test section

3. Results The CHF in three-pin bundle with wire spacers was higher than that without wire spacers. The difference in CHF value was larger at the quality region from x_{local}= -0.06 to 0 than at the quality region from x_{local}=0 to 0.02 (Fig.2). The CHF values for the *p/d* = 1.10 were much higher than that for the *p/d* = 1.18 under the same mass flow rate condition particularly in lower range of x_{local} (Fig.3).

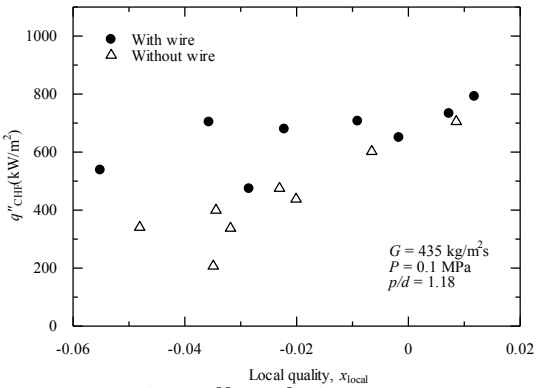


Fig.2 Effect of wire on CHF

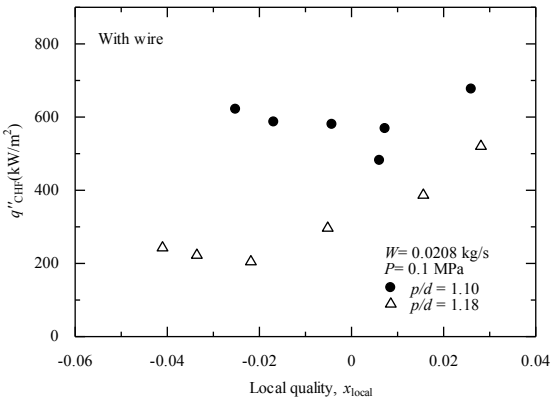


Fig.3 Effect of *p/d* on CHF

4. Conclusion The CHF was enhanced by up to 50% with the wire spacers under constant mass flux condition. The decrease of *p/d* from 1.18 to 1.10 increased the CHF values by up to 150% under constant flow rate conditions. Thus, the coolability in the tight lattice core could be optimized by using the wire spacers.

References [1] Tri Dan LE, M. Takahashi, *J. Energy and Power Eng.*, Vol. 9, (2015) pp.844-851.

長寿命超ウラン元素を燃焼可能な軽水炉 RBWR の開発
（11）燃料集合体機器の流動健全性の検討

Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

(11) Investigation of Fuel Assembly Components on Fluid Dynamics Integrity

*高橋 志郎[1]，藤本 清志[1]，細井秀章[1]，大塚 雅哉[1]

[1]日立研開

長寿命超ウラン元素を燃焼可能な沸騰水型軽水炉 RBWR の稠密炉心内の燃料集合体機器を開発している。常温の水-空気試験で、開発した燃料棒、燃料スペーサ、タイプレート等の機器の流動健全性を確認した。

キーワード：RBWR，燃料集合体，流体関連振動

1. 緒言　長寿命超ウラン元素を燃焼可能な沸騰水型軽水炉 RBWR（資源再利用型 BWR: Resource-renewable BWR）を開発している。RBWR はナトリウム冷却高速炉(SFR)と同様に長寿命超ウラン元素を燃焼することが可能な軽水炉である。核燃料廃棄物の長寿命超ウラン元素を燃焼できれば、放射性毒性の減衰期間（ウラン鉱石と同程度まで減衰する期間）を約 10 万年から約 300 年に低減できる。RBWR を実現化するため、RBWR の燃料集合体機器を開発し、その流動健全性を確認する必要がある。

2. 燃料集合体機器の開発試験　図 1 に流動健全性確認に使用した水-空気試験装置を示す。RBWR の燃料集合体は世界で使用実績のある BWR 軽水炉技術をベースに開発された(1)。各機器の仕様は、現行 BWR の設計の考え方を踏襲している。RBWR 燃料集合体の下部タイプレート、スペーサ、燃料棒等を試作し、実機の気液みかけ流速 (j_g 及び j_l)条件を含む範囲で試験を実施した。各機器の圧力損失を差圧計で、燃料棒の振動を加速度計及びひずみゲージで測定した。

3. 燃料棒の流体関連振動の検討　図２に試験で得られた気液みかけ流速の比と、燃料棒振動変位の振幅（以下、振動と略す）との関係を示す。図中の V1 から V5 の位置の燃料棒を対象に、振動が最大となるスペーサ間中心の位置で振動を測定した。空気みかけ流速の増加とともに、振動は増加している。全ての条件で、振動は 12μm 以下であり、現行の燃料棒の振動(2)より小さくできる見込みである。また、各燃料棒位置で振動の大きさはほぼ同様である。これは、振動が二相流のランダム振動に起因しているためと考える。次に、図３に測定位置 V1 での振動のスペクトラムを示す。周波数 230Hz 近傍で振動のピークが確認できる。これは、燃料棒の固有振動数によるピークである。また、周波数 10Hz 近傍でも広い周波数幅のピークが確認できる。これは、水単相条件では確認できていないピークであり、二相流のランダム振動によるものと推定できる。RBWR では、燃料棒の固有振動数と二相流のランダム振動の周波数が異なるため、振動が小さい。

4. 結論　常温の水-空気試験で燃料集合体機器の流動健全性を検討した。試験における燃料棒振動変位の振幅は 12μm 以下であり、振動を小さくできることを確認した。

参考文献

[1] S. Takahashi et. al., *ICAPP2015*, Paper 15202, (2015)

[2] Y. Tsukada et. al., *ICONE10-22557*, (2002)

*Shiro Takahashi[1], Kiyoshi Fujimoto[1] Hideaki Hosoi[1] and Masaya Ohtsuka[1]

[1]Hitachi Ltd.,

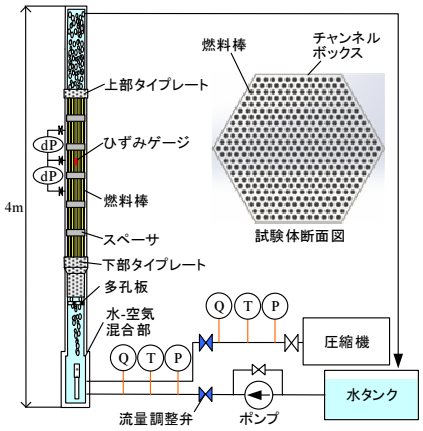


図 1 水-空気試験装置

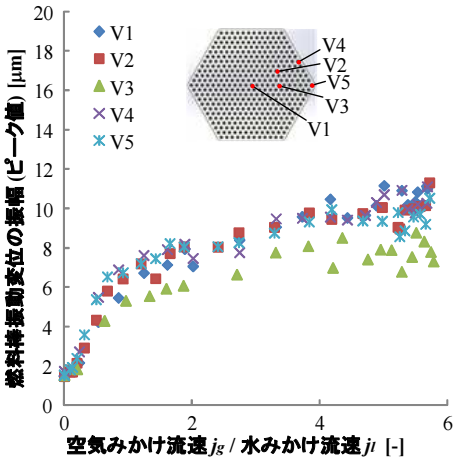


図 2 燃料棒の振動変位

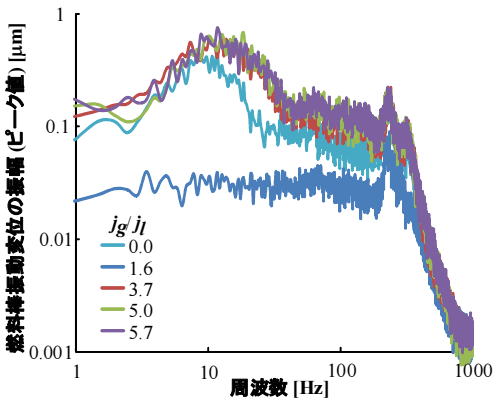


図 3 振動変位の周波数スペクトル

長寿命超ウラン元素を燃焼可能な軽水炉 RBWR の開発
（12）炉心入口流動特性の検討

Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner
(12) Investigation of Core Inlet Flow Characteristics

*細井秀章[1]，高橋志郎[1]，藤本清志[1]，大塚雅哉[1]
[1]日立研開

長寿命超ウラン元素を燃焼可能な沸騰水型原子炉 RBWR に適用可能な、炉心支持板、燃料支持金具、炉心入口オリフィスを試作し、流動試験により、RBWR 炉心入口の圧力損失特性及び流動特性を確認した。その結果、RBWR 炉心入口で安定した流動を確保できる見通しを得た。

キーワード：RBWR、炉心入口、燃料支持金具、炉心支持板、圧力損失

1. 緒言　長寿命超ウラン元素を燃焼可能な沸騰水型軽水炉 RBWR(資源再利用型 BWR: Resource-renewable BWR)の実現のため炉心支持構造を開発している[1]。本報では炉心支持構造を含む炉心入口の流動特性について要素試験により検討した結果を述べる。

2. RBWR の炉心支持構造　図 1 に炉心支持構造を示す。右図のように、燃料集合体は三角配列で配置されており、燃料支持金具で支持される。燃料支持金具の下部は制御棒案内管に挿入され、炉心支持板で支持される。炉心支持板下面には補強ビームがある。燃料支持金具及び制御棒案内管側面には同軸の炉心入口オリフィス(以下、オリフィスと略す)がある。冷却材は制御棒案内管と補強ビームとの間隙及びオリフィスを通って各燃料集合体に流入する。図 2 に補強ビーム構造(図 1 A-A 断面図)を示す。三角配列の燃料集合体に対応した補強ビームとして六角形状の構造とした。図 2 中破線の領域を模擬した炉心入口構造を試作し、流動試験を実施した。

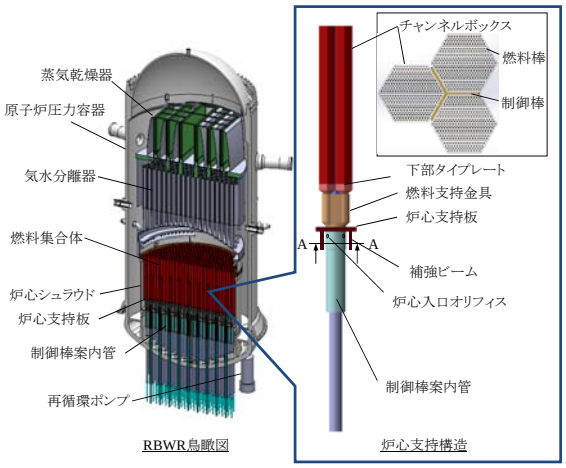


図 1 炉心支持構造

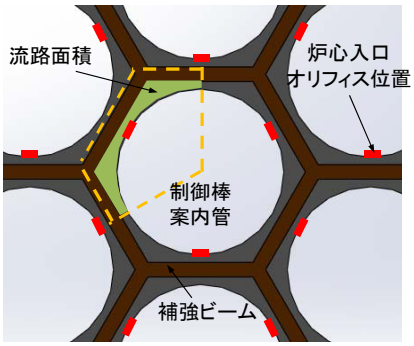


図 2 補強ビーム構造(A-A 断面)

3. 炉心入口流動特性　RBWR のオリフィス径範囲を包絡する 4 種類の径(オリフィス 1~4)を用い、実機定格流量を含む水流量 15~120m^3/h の条件で炉心入口の差圧を計測し、圧損係数を評価した。図 3 に評価結果を示す。横軸は水流量、縦軸は基準オリフィス(オリフィス 2)の圧損係数の平均値で規格化した圧損係数である。同一オリフィス径では水流量に依存せずほぼ一定値となった。ほぼ全ての条件で圧損係数の偏差は 5%以内となり、安定した流動であることを確認した。

4. 結論　RBWR 炉心入口を模擬した流動試験により、使用した全てのオリフィス径で変動が小さい安定した流動であることを確認した。

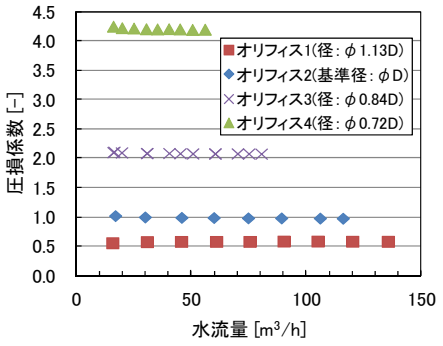


図 3 炉心入口圧損係数

参考文献　[1] S. Takahashi et. al., *ICAPP2015*, Paper 15202, (2015)

*Hideaki Hosoi[1], Shiro Takahashi[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Naohisa Watahiki[1] and Masaya Ohtsuka[1]
[1]Hitachi, Ltd.

４×４バンドルにおける気液二相流ボイド率分布の計測
（1）常温常圧空気―水実験

Measurement of void fraction distribution in two-phase flow in a 4×4 bundle
(1) Experiments with air-water two-phase flow under atmospheric pressure condition

*劉　維[1]，永武　拓[1]，焦　莉芳[1]，柴田　光彦[1]，小松　正夫[1]，高瀬　和之[1]，吉田　啓之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

本報では、ワイヤーメッシュセンサー(WMS)を用い、大気圧条件下において計測した、4×4 バンドル内空気―水二相流のボイド率分布について報告する。

キーワード：ボイド率分布，４×４バンドル，ワイヤーメッシュセンサー，空気―水二相流，大気圧

1. 緒言

原子力機構では、事故時を対象とした炉心内二相流解析の予測精度の向上等を目的として、ワイヤーメッシュセンサー(WMS)[1]を用い、高温高圧条件（2MPa、212℃）下でのバンドル内ボイド率データの取得を行っている。本報では、試験装置及び機器の妥当性を確認のために実施した、4×4 バンドル内空気―水二相流のボイド率分布の計測結果について報告する。

2. 試験装置と結果

図１のように、試験装置は全長 6.7m の円筒であり、内部に 4×4 模擬バンドルを有する。また、図１右上の WMS(9×9)を軸方向 2 カ所に設置している。試験は、大気圧室温で、炉心スクラム後を想定した低流量条件で実施した。計測データの正確性を、低流量時の差圧データを用いて確認した。図２に、計測したボイド分布の一例を示す。大きな気泡を伴うスラグ流では、バンドルの中心にボイドが集まり、既存知見と同様の結果が確認できた。

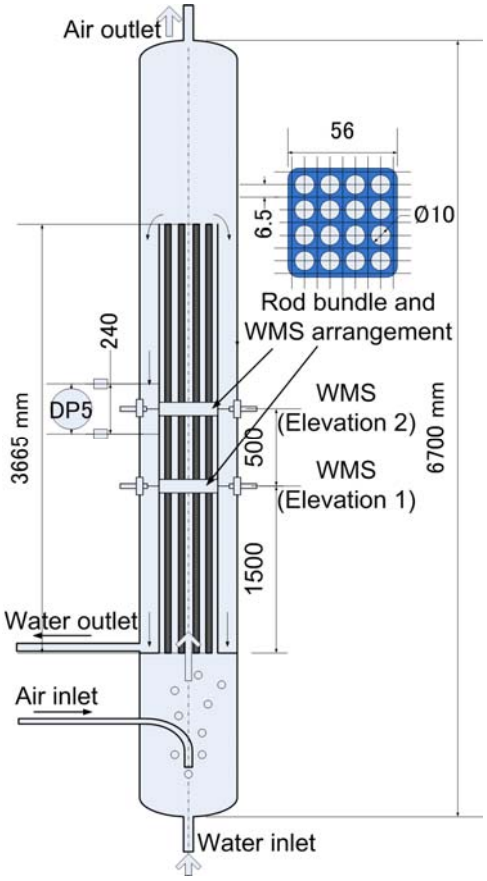


図１　試験装置概略

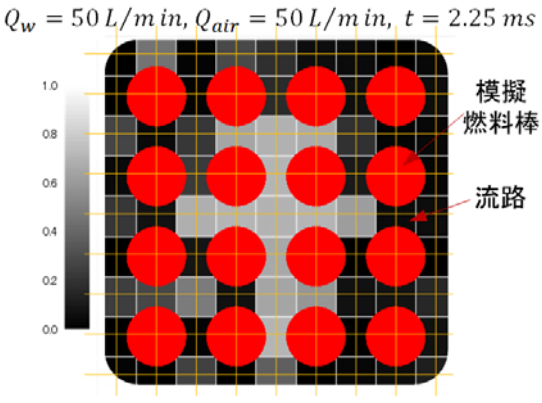


図２　バンドル内ボイド分布

3. まとめ

４×４バンドル及び WMS を用い、大気圧条件下の空気―水二相流ボイド率分布を計測した。今後は、高温高圧条件でのボイド率分布データを取得する。

参考文献

[1] Prasser, H.-M., et al., 2000, Proceedings of the Second Japanese–European Two-Phase Flow Group Meeting, pp 41-58, Tsukuba, Japan, 25–29, September.

*Wei Liu[1], Taku Nagatake[1], Lifang Jiao[1], Mitsuhiko Shibata[1], Masao Komatsu[1], Kazuyuki Takase[1], Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[3C05-09] Severe Accident Analytical Method

Chair: Hidetoshi Okada (IAE)

Mon. Mar 28, 2016 10:35 AM - 11:55 AM Room C (Lecture Rooms B B103)

[3C05] Development of eutectic reaction model on MPS method for stainless steel/boron carbide system

＊Shota Ueda[1], Hirosih Madokoro[1], Byeongnam Jo[2], Masahiro Kondo[2], Nejdet Erkan[2], Koji Okamoto[2] （1.Dept. of NEM, School of Engineering, The University of Tokyo, 2.Nuclear Professional School, The University of Tokyo）

10:35 AM - 10:50 AM

[3C06] Fuel-Coolant interaction analysis based on SERENA2

＊Akinobu Morita[1], Akitoshi Hotta[1] （1.S/NRA/R）

10:50 AM - 11:05 AM

[3C07] Develpoment of Evaluation Method of Air Cooling Performance for Fuel Debris

＊Hiroyuki Yoshida[1], Susumu Yamashita[1], Shinichiro Uesawa[1], Fumihisa Nagase[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:05 AM - 11:20 AM

[3C08] Development of Analytical Method for Behavior of Fuel Melting by Particle Method

＊Taku Nagatake[1], Kazuyuki Takase[1], Hiroyuki Yoshida[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:20 AM - 11:35 AM

[3C09] Development status of hydrogen behavior simulation for NPP containment

＊Atsuhiko Terada[1], Yu Kamiji[1], Hino Ryutaro[1], Masaaki Matsumoto[2], Hitoshi Sugiyama[3], Satoshi Kadowaki[4] （1.JAEA, 2.MRI, 3.Utsunomiya Univ., 4.Nagaoka Univ. of Tech.）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

MPS 法におけるステンレス鋼/ボロンカーバイド共晶反応モデルの開発

Development of eutectic reaction model on MPS method for stainless steel/boron carbide system

*植田 翔多[1]，間所 寛[1]，ジョ ビョンナム[2]，近藤 雅裕[2]，
エルカン ネジェット[2]，岡本 孝司[2]
[1]東京大学原子力国際専攻，[2]東京大学原子力専攻

共晶反応による早期の制御棒溶融は、後のシビアアクシデント進展に大きく影響するため、その理解は重要である。本研究では、機構論的な数値計算によるアプローチで現象の理解を深めるために， MPS（Moving Particle Semi-implicit）法における B_4C（ボロンカーバイド）制御棒共晶反応モデルを開発した。

キーワード：シビアアクシデント，沸騰水型原子炉，制御棒，共晶反応，MPS 法

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故では、シビアアクシデントの初期段階で制御棒溶融が生じたと推定されている。早期の制御棒溶融は後のシビアアクシデント進展に大きく影響するため、その理解は重要である。この制御棒溶融は制御棒材料であるステンレス鋼(SS)と炭化ホウ素(B_4C)の共晶反応に起因するものであり、化学反応と相変化を伴う複雑な現象である。本研究では、機構論的な数値計算によるアプローチで現象の理解を深めるために、MPS 法における B_4C 制御棒溶融モデルを開発した。開発したモデルによる数値計算結果と実験結果を用いて比較と検討を行った。

2. 検証用実験データの作成と数値計算

2-1. 実験　実験で用いた試験体の概略図を Fig. 1 に示す。試験体はタングステンヒーターからの輻射熱により加熱した。実験中，試験体の温度を熱電対で測定しながら，時間進展とともに共晶反応が進む様子を観察・撮影した。

2-2. 数値計算　本研究では，拡散方程式と Fe-B 二元系状態図を組み合わせることで，共晶反応をモデル化した。実験と同じジオメトリを 2 次元で数値計算を行った。数値計算結果と実験結果を比較し，共晶反応の時間進展について検証した。

3. 結果と考察

数値解析（Fig. 3）は，定性的には妥当な結果を示した。しかし，数値計算では実験より共晶反応の開始時間が遅いなど，定量的にはさらなる高精度化が必要である。

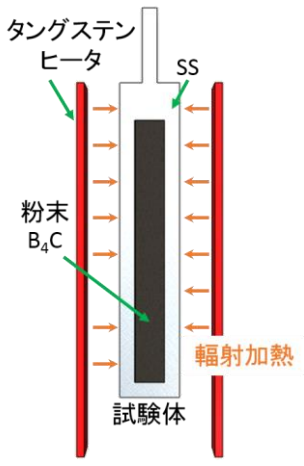


Fig. 1 実験体系

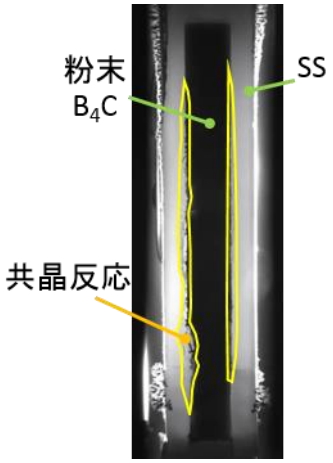


Fig. 2 実験結果（加熱時間：1150 s）

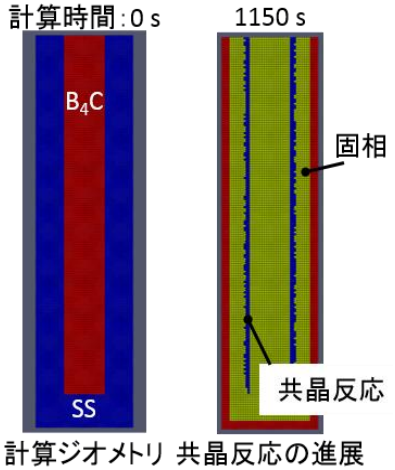


Fig. 3 数値計算結果

*Shota Ueda[1], Hiroshi Madokoro[1], Byeongnam Jo[1], Masahiro Kondo[1], Nejdet Erkan[1] and Koji Okamoto[1]
[1]The University of Tokyo

SERENA2 に基づく溶融燃料‐冷却材相互作用解析

Fuel-Coolant interaction analysis based on SERENA2

*森田　彰伸，堀田　亮年

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

溶融燃料−冷却材相互作用(FCI)に関する OECD/NEA/SERENA Phase2(以下「SERENA2」)では、二つの装置(KROTOS 及び TROI)を用い、プロトタイプ溶融燃料を用いた実験的知見が得られている。SERENA2 の結果に基づき、水蒸気爆発コード JASMINE3 を用いて、現象、実験及び入力の不確かさを考慮したコードの予測性能評価を実施した結果について報告する。

キーワード：溶融燃料‐冷却材相互作用、シビアアクシデント、SERENA、JASMINE3

1. 緒言　シビアアクシデント時の溶融燃料−冷却材相互作用(FCI)に関する現象解明と解析コードの予測性能向上を目的として、OECD/NEA により SERENA2 実験プロジェクトが実施され、二酸化ウランに炉内構成部材に相当する金属等を混合したプロトタイプ溶融燃料を用いた大規模体系による実験的知見が得られている。本報では、JASMINE3 を用いた SERENA2 実験解析を通じて同コードの予測性能を評価した。

2. SERENA2 の概要　SERENA2 は 2 箇所の大規模設備(KROTOS 及び TROI)を使用して実施された実験である[1]。KROTOS では直径 0.2 m の円筒体系において約 5 kg の燃料を口径 30 mm のノズルよりプール流入させた。TROI では直径 0.6 m の円筒体系、約 20 kg の燃料、ノズル口径 50 mm としている。両実験ともに外部トリガを与えている。共通の組成を用いた各 6 ケースの実験を行うことにより、過熱度、初期圧力、溶融物組成の効果だけでなく、空間幾何形状効果を含む知見を得ることを目的としている。

3. 実施内容　JASMINE3 を用いた評価において、インパルスに影響を及ぼす不確かさパラメータを、本現象の中核的な物理モデルに係る”注目領域”と、装置、方法、計測等の実験条件固有の” 周辺領域”に分離した。(Table.1) 周辺領域に属するパラメータは各実験ケースでの実績値に基づき設定した。なお、両実験ではトリガを制御したタイミングで与えており、これを周辺領域としてケース毎に実績値を与えた。また、溶融物のプール流入履歴は、溶融物生成法、落下装置設計、実験方法等の影響を受けるため周辺領域として扱い、パイロメータ温度、熱電対により同定された落下速度、落下途中のジェット形状画像及び回収質量に基づきケース毎に設定した。その上で、既往実験の JASMINE3 による解析結果に、今回の SERENA2 に基づく解析結果を併せて、注目領域パラメータのベース値を各ケース共通に設定した。圧力時刻歴の実測値と解析結果比較例から、ベース値により実測の圧力履歴を良好に予測できることが分かる。インパルス測定結果についても良好に予測することを確認した。(Fig.1) また、細粒化及び圧力伝播に係る不確かさパラメータを保守的に設定したバウンディング評価条件を求めた。さらに、感度解析結果に基づき全ての不確かさパラメータに対して確率密度関数を設定し、サンプリングによる統計評価を行うことにより 95%信頼度×95%確率上限値を評価した。現時点の評価では、95×95 値はベース値の 2 倍から 3 倍程度となっている。この不確かさ幅は、溶融物粗混合、細粒化、爆発、圧力伝播等の主要過程に関する知見不足のみならず、溶融物生成、落下、トリガ、計測等の実験技術に係る知見不足にも依存しており、今後のさらなる調査によって縮小する余地がある。

4. 結言　本検討により、プロトタイプ溶融燃料を用いた大規模実験である SERENA2 に対する JASMINE3 の適用性について知見を得ることができた。また、統計評価の結果、インパルス等主要な指標に対するモデルの影響を定量的に把握することができた。

参考文献 [1] OECD/NEA, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions, 2015

*Akinobu Morita, Akitoshi Hotta
S/NRA/R

Table.1 List of uncertainty parameters

フェイズ	不確かさパラメータ
全体	幾何形状
	初期圧力
	プール水温
	メルト温度
	メルト落下履歴
	メルト物性
粗混合	ジェット径
	ジェットブレークアップ係数
	エントレイン液滴離脱時径方向速度成分
	粗混合粒子径
	ジェット-冷却水界面摩擦係数
トリガリング	ジェット先端位置
	トリガ位置
	トリガタイミング
	ガス成分
	ガス温度
細粒化	爆発後粒子径
	フラグメンテーション係数
圧力伝播	蒸発に用いられるエネルギ割合

注目領域　周辺領域

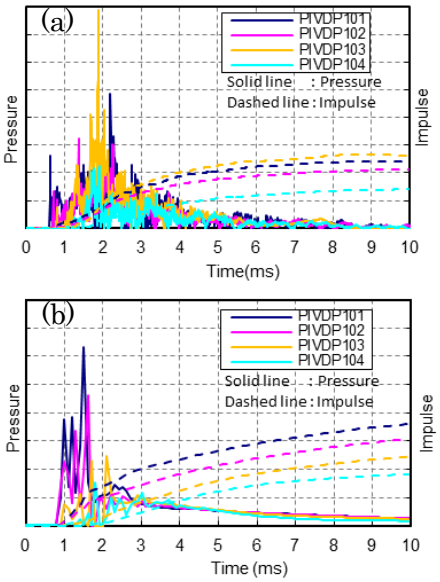


Fig.1 Dynamic pressure of TS-4 (a)Experiment (b)Base Case Analysis

空気による燃料デブリ冷却能力評価手法の開発
(1) 研究計画の概要

Development of Evaluation Method of Air Cooling Performance for Fuel Debris
(1) Outline of Research Project

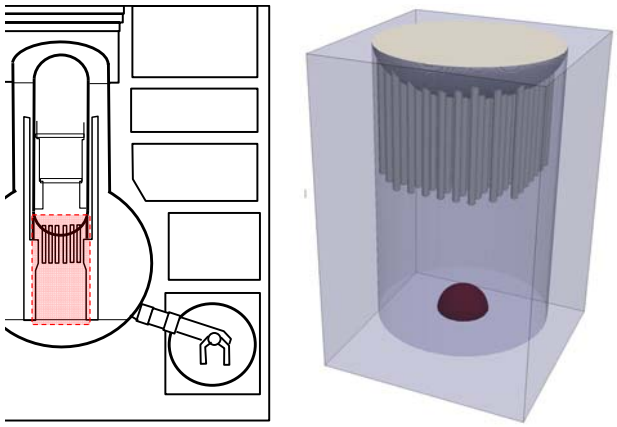
*吉田 啓之[1]，山下 晋[1]，上澤 伸一郎[1]，永瀬 文久[1]
[1]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の燃料取出工法の選定等に資するため、炉内への注水に代わる、空気による燃料デブリの冷却性能を検討するための評価手法の開発を行っている。本報告では、本開発の概要について報告する。

キーワード：燃料デブリ、数値解析、熱流動実験、冷却能力

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた燃料取出工法の選定においては、格納容器の止水に関する課題の存在や汚染水処理の観点から、水を張らない完全気中工法が検討されている[1]。完全気中工法の採用においては、燃料デブリの気中での冷却能力の把握が課題とされており、原子力機構では、冷却性能について検討するための評価手法の開発を行っている。ここでは、本手法開発で検討・実施されている、解析手法開発及び熱流動試験の計画及び現状について報告する。



(a) BWR ペデスタル　　(b) 計算体系の一例

図 1 予備解析で用いる計算体系

2. 評価手法開発の概要

評価手法開発においては、解析の初期及び境界条件となる溶融デブリ分布を含めた評価を行うため、溶融燃料移行挙動評価が可能な JUPITER[2]をもとに開発を行っている。JUPITER は、高次差分式を用いるなど、自然対流の評価にも適用するための機能を有する。現在、図 1(a)に赤い四角で示す、ペデスタル周辺を模擬した解析体系(図 1(b))による予備解析を実施している。本開発で必要な、JUPITER の乱流自然対流に対しての適用性を確認するためのデータを取得することを目的として、熱流動試験装置の製作を行った(図 2)。

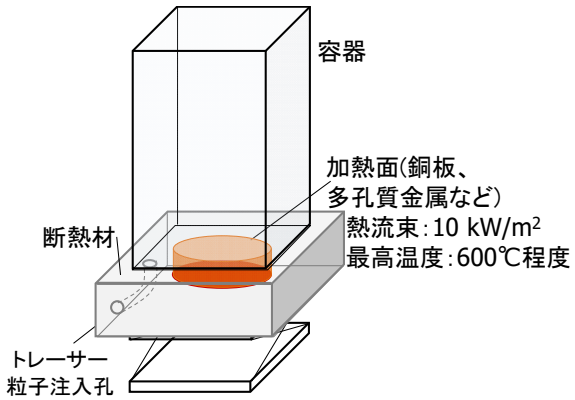


図 2 試験装置の概要

3. まとめと今後の予定

福島第一原子力発電所における、完全気中工法の成立性検討に資するための評価手法開発を実施している。今後は、熱流動試験結果による評価手法の検証等を進める。

参考文献

[1] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構，「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2015 ～2015 年中長期ロードマップの改訂に向けて～」, 2015
[2] 山下，他，原子力学会 2015 年春の年会 H44, 2015

*Hiroyuki Yoshida[1], Susumu Yamashita[1], Shinichiro Uesawa[1], Fumihisa Nagase[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

粒子法を用いた燃料溶融挙動解析手法の開発
（6）多成分解析における溶融モデルに関する検討

Development of Analytical Method for Behavior of Fuel Melting by Particle Method
(6) Consideration of Melting Model for Multi-component Analysis

*永武 拓[1]，高瀬 和之[1]，吉田 啓之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

シビアアクシデント解析における不確かさの低減を目的とし、炉心溶融の際の挙動評価のため、燃料棒等の炉心構成要素の溶融挙動を評価出来る手法を、粒子法を基に開発している。本報では、成分間の化学反応を考慮した溶融モデルについて組み込むとともに妥当性について検討した結果を報告する。

キーワード：シビアアクシデント，燃料溶融，粒子法

1. 緒言

シビアアクシデント解析手法の高度化のためには、溶融燃料の移行等で起こる現象を評価する必要があるが、これらを実験でのみ把握することは困難である。本研究では燃料要素の溶融挙動を数値的に明らかにするため、粒子法（MPS 法[1]）をベースに、燃料溶融挙動解析コード POPCORN[2]を開発している。本報では、成分間の化学反応を考慮した溶融モデルの組み込みを行った。

2. 溶融モデル及び機能確認解析

燃料溶融挙動は、ジルコニウム(Zr)の酸化や UO_2-Zr 間の物質の移行に影響を受ける。ここでは最も溶融挙動に影響を与えると考えられる酸素の移行に着目し、酸素分率の移行を拡散方程式で予測するモデルを導入した。同様に Zr 被覆管表面で起こる酸化反応についても、表面粒子に酸素分率の変化等の変化を計算する機能を導入した。図１に、機能確認解析の体系を示す。初期温度は 1800℃、UO_2 発熱量は 50MW/m^3 とした。また、各物質の融点を U：1132℃、UO_2：2865℃、Zr：1855℃、ZrO_2：2715℃とした。図２に固相率の計算結果を示す。赤色は固相、青色は溶融して液相と評価された粒子である。UO_2 と接している Zr は酸素の拡散により酸化し、融点が上がることで溶融しない。また、表面も周囲の空気との酸化反応により同様に溶融しない。一方、酸化が進まず周囲より融点が低い、Zr 内部が最初に溶融する（図２左）。その後表面が溶融し、溶融した Zr あるいは ZrO_2 が下方へ移行する（図２右）。本解析により、多成分解析における化学反応を考慮した溶融解析が可能であることを確認した。

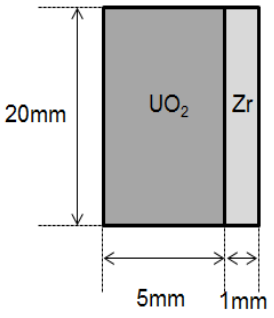


図１　計算体系

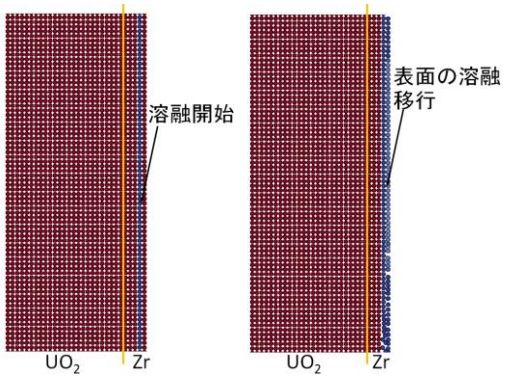


図２　計算結果

参考文献

[1] Koshizuka, S. and Oka, Y., Nuclear Science and Engineering, 123, 421-434 (1996)
[2] Nagatake, T. et al., ICONE23-1914, (2015)

*Taku Nagatake[1], Kazuyuki Takase[1] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

水素挙動解析システムの構築に向けた取組み
ー水素燃焼シミュレーションー

Development status of hydrogen behavior simulation for NPP containment
-Hydrogen combustion simulation-

*寺田敦彦[1]　,上地 優[1]　,日野竜太郎[1],　松本昌昭[2]　,杉山均[3]　,門脇敏[4]
[1]原子力機構,　[2]三菱総合研究所,　[3]宇都宮大学,　[4]長岡技術科学大学

日本原子力研究開発機構（原子力機構）では、水素の発生から拡散、燃焼・爆発に至る挙動を予測する水素挙動解析システムの構築を進めている。本報では、水素挙動解析システムの構築に向けた取組みの一環として、OECD/NEA で実施した ISP49 の THAI-HD22 試験データを用いたコード検証事例を報告する。

キーワード：水素挙動解析、システム構築、ISP49、THAI 試験、コード検証

１．緒言　福島第一原子力発電所事故の経験や、事故から得られた教訓を踏まえ、原子炉のみならず廃止措置、廃棄物管理における水素安全評価・対策に適切に対応するための基盤技術の高度化を図ることを目的として、水素の発生から拡散、燃焼・爆発に至る挙動を予測する解析システムの構築を進めている。本システムでは、既存の汎用コードを活用し、そこに新規にモジュールやプリ／ポストプロセッサを組み込むことで、一般の実用に堪える解析システムを整備するとともに、より高い汎用性と低コストでの導入が可能なオープンソースコードを活用したシステムの開発を並行して進め、原子力施設の水素防災計画に利用できる形での基盤技術の提供を目指している。

２．システムの構成　事故進展シナリオに基づいて発生した水素が漏洩拡散し、燃焼爆発が生じた場合の建屋・機に対する影響評価を予測する水素挙動解析システムの基本構成を図１に示す[1]。本システムでは、水蒸気雰囲気における層流燃焼速度に関する実験式や球状燃焼爆発試験データを基にスケール効果を定式化した火炎伝播加速モデル等の知見を導入した。

３．モデルの検証　OECD/NEA ISP49[2]の THAI-HD22 試験データを用いて、水蒸気雰囲気中の水素燃焼モデルの検証を実施した。試験では、THAI 試験装置（内容積約 60m³）の円筒容器内に水素 10vol%、水蒸気 25vol%、空気 65vol%が均一に混合した状態を初期状態として、容器底部で着火して火炎が上方に伝播した場合における容器内の圧力や温度、火炎伝播速度等の継時変化を計測している。この試験条件に沿って、容器内部の水素混合ガスの燃焼挙動のシミュレーションを実施した。容器内圧力の経時変化を図２に示す。火炎加速が開始されるまでの時間に違いがみられるが、概ね実験値をよく再現できている。今後は、建屋内部の水素濃度分布や構造物による影響等を考慮して、OECD/NEA、SARNET 等のプロジェクトにて取得された試験データを基に、さらに検証を進めていく予定である。なお、本報告は、経済産業者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（水素安全対策高度化）」の成果である。

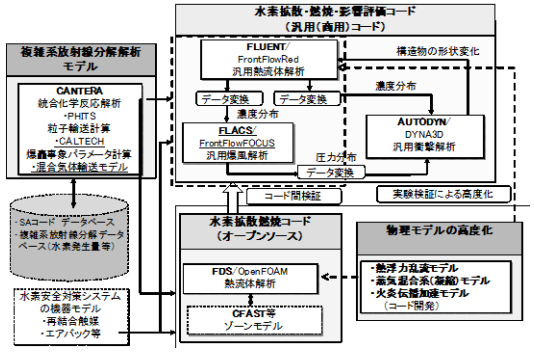


図１　解析システムの概要

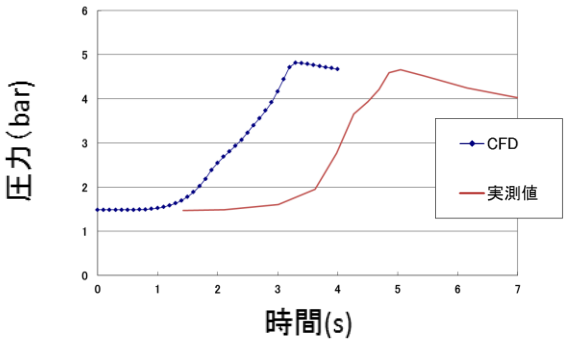


図２　容器内圧力の経時変化

参考文献

[1] 原子力学会 2015 秋の大会　C32

[2] ISP49 on Hydrogen Combustion ,NEA/CSNI/R (2011)9

*Atsuhiko Terada[1], Yu Kamiji[1], Ryutaro Hino[1], Masaaki Matsumoto[2] , Hitoshi Sugiyama[3], and Satoshi Kadowaki[4]

[1]JAEA, [2]Mitsubishi Research Institute,Inc., [3]Utsunomiya Univ., [4] Nagaoka Univ. of Tech.

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

[3C10-14] Two-Phase Flow and Phase Change 2

Chair: Tomio Okawa (UEC)

Mon. Mar 28, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room C (Lecture Rooms B B103)

[3C10] Numerical Study on Bubbly Flow Coupling with Probability Density Function

＊Kana Fukuoka[1], Takashi Takata[1], Eiji Hoashi[1], Takeshi Fukuda[1], Akira Yamaguchi[2] （1.Osaka Univ., 2.The University of Tokyo）

2:45 PM - 3:00 PM

[3C11] Development of liquid and gas velocity measurement method in two-phase flow

＊Hiroki Takiguchi[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Taizo Kanai[1] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry）

3:00 PM - 3:15 PM

[3C12] Characteristics of the Steam Injector as the Passive Reactor Cooling System

＊Hiroto Endo[1], Shuichiro Miwa[1], Michitsugu Mori[1] （1.Hokkaido University Graduate School of Engineering）

3:15 PM - 3:30 PM

[3C13] Experimental Study on Chugging Phenomena in Steam-Water Direct Contact Condennsation

Giuseppe Gregu[2], ＊Minoru Takahashi[1], Riccardo Mereu[2], Marco Pellegrini[3] （1.Tokyo Tech RLNR, 2.Politecnico di Milano, 3.Inst. Applied Energy）

3:30 PM - 3:45 PM

[3C14] Study on condition occuring thermal stratification in suppression chamber using model of steam condensation

＊Daisuke YAMAUCHI[1], Nejdet ERKAN[2], Byeongnam JO[2], Koji OKAMOTO[2] （1.Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Nuclear Professional School The University of Tokyo）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

確率密度関数法を用いた気泡流挙動シミュレーション手法に関する研究

Numerical Study on Bubbly Flow Coupling with Probability Density Function

*福岡 佳奈[1]，高田 孝[1]，帆足 英二[1]，福田 武司[1]，山口 彰[2]

[1]大阪大学，[2]東京大学

計算セル内の気泡径分布を考慮した気泡流計算を可能とすることを目的とし、確率密度関数（Probability Density Function：PDF）法を用いた新たなシミュレーション手法の開発を行った。気泡流挙動解析に PDF の概念を取り入れることで、気泡径分布の変遷や平均直径および界面積濃度の空間分布などを評価できることが確認された。

キーワード：確率密度関数，気泡個数密度，気液二相流

1. 緒言

気泡流をはじめとする気液二相流の応用範囲は化学プラントやボイラなど多岐にわたっており、工学的に極めて重要な現象である。原子炉プラントにおいては、その安定した稼働のために炉心内の気液二相流挙動を詳細に把握することが必要とされている。本研究では気相を統計的に扱い、気泡の大きさごとにその個数密度を表す関数を複数設定することで、気泡径分布を考慮した計算を可能とすることを目的として、確率密度関数（Probability Density Function : PDF）法を用いた気泡流挙動シミュレーション手法の開発を行った。

2. 数値解析手法の開発

気泡の個数密度を PDF とし、その輸送を流れ場の式と連成して解くことで、気泡流挙動の解析を行う。気泡を複数群に分け各群の個数密度を P_i [1/m^3]とすると、その輸送方程式は(1)式となる。

$$\frac{\partial P_i}{\partial t} + \boldsymbol{u} \cdot \nabla P_i = \sum_{j<i} \alpha_{ji} P_j - \sum_{j>i} \alpha_{ij} P_i + \sum_{j>i} \beta_{ji} P_j - \sum_{j<i} \beta_{ij} P_i \qquad (1)$$

ここで α_{ij}, β_{ij} はそれぞれ、i群の気泡が合体および分裂に伴ってj群へと移る際の個数密度の変化率[1/s]である。また、 P_i 及び各群の直径 d_i [m]をもとに、(2)式より気相体積率φ[-]が求められる。

$$\varphi = \sum_i \frac{\pi}{6} d_i^3 P_i \qquad (2)$$

流体側については、VOF 法と同様に(2)式から求めた気相体積率によって流体の密度や粘性係数等を評価し、単一の流体として計算する。

3. 検証解析

ナトリウム冷却高速炉の上部プレナムを模擬した 1/10 スケールの体系[1]で、合体のみを考慮した Na-Ar 気泡流計算を実施し、2 種類の入口境界から異なる PDF 分布を持った気泡の流入を評価した。流れ場は層流とし、入口流速は 1.0 [m/s]とした。解析結果として、平均直径の空間分布を図 1 に示す。また、各境界および位置 A, B での気泡径分布を図 2 に示す。横軸 1〜5 は、5 群に分けた各気泡径に対応する。PDF の概念を用いることで、気相体積率を考慮した流動場解析に加え、気泡径分布が変遷していく様子を表現できることが示された。

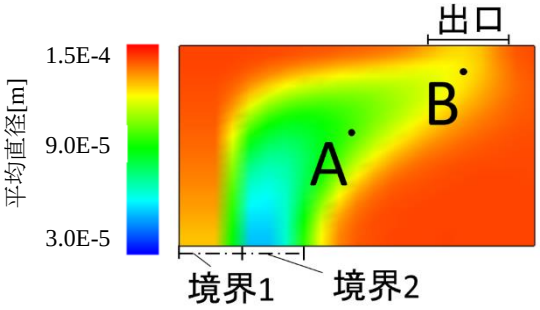


図 1　平均直径の空間分布

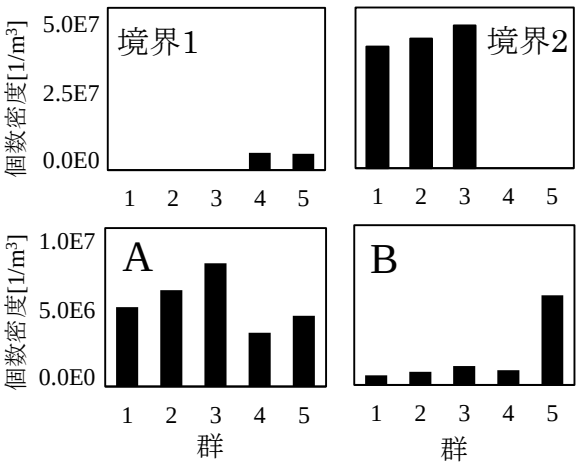


図 2 各位置での気泡径分布

4. 結論

気泡流挙動解析に PDF の概念を取り入れることで、計算セル内の気泡径分布を考慮した解析が可能となった。また、気泡の個数密度を PDF として計算することで、平均直径や界面積濃度などの物理量を評価できることが示された。

参考文献

[1] 木村暢之他，JNC TN9400 2003-032，2003

*Kana Fukuoka[1], Takashi Takata[1], Eiji Hoashi[1], Takeshi Fukuda[1] and Akira Yamaguchi[2]

[1]Osaka Univ., [2]The University of Tokyo

垂直矩形管内二相流における液相及び気相速度分布計測手法の開発

Development of liquid and gas velocity measurement method in two-phase flow

*滝口 広樹[1]，古谷 正裕[1]，新井 崇洋[1]，金井 大造[1]
[1]電力中央研究所

本研究は，多次元二相流動解析における気泡誘起乱流効果をモデル化するための実験データベースの構築を目的としている．本報では，ワイヤメッシュセンサ及びレーザードップラー流速計を用い，二次元を仮定した垂直矩形流路内の気液二相流における液相速度，RMS 及びボイド率の計測から相関性を評価した．

キーワード：気泡誘起乱流，ワイヤメッシュセンサ（WMS），レーザードップラー流速計（LDV）

1. 緒言

気液界面における液相流速及び乱流特性の解明は，多次元流動解析において重要であるが直接数値シミュレーションでは膨大な時間と記憶容量を要するが故に，未だ現実的ではない．本研究は，WMS と LDV を組み合わせることにより，液相及び気相の流速分布，ボイド率及び乱流特性を特定できる計測手法の開発を目的としている．本報では，二次元流動を観察しやすい並行平板体系を作製し，ループ内の任意計測点における流速計測から乱流諸量を把握する．

2. 試験装置及び方法

複雑な 3 次元流れを 2 次元流れに仮定するため，幅 200 mm 及び奥行 30 mm（高さ 800 mm）の垂直矩形流路を製作した．常温大気圧下で水にコンプレッサーからノズルを経由し空気を注入する機構を用い，計測点は注入口から上部 700 mm, WMS は励起-受信ワイヤ間隔 3 mm の格子構造を 30 mm ピッチで上下に配置した．LDV 測定点は，WMS の上流側 15 mm の位置とした．液相みかけ流速 j_L と気相みかけ流速 j_G の条件を変え，LDV により 50,000 点平均の液相流速及び RMS を，WMS により 10,000 点平均のボイド率を計測した．本試験では，二次元限定のゆらぎを想定した均一な径（3～5 mm）を有する気泡流を対象としている．はじめに，均質流モデルとの比較のために WMS で計測されるボイド率と当モデルを仮定したときのボイド率を確認した．その上で，全体積流束 j_T からの RMS のドリフト量及びそのときの平均ボイド率を計測した．また，計測時間内の全気泡の平均流速から算出される RMS と液相流速の時間平均から求められる RMS の比較から乱流特性を検討した．

3. 結果及び考察

本試験で設定した気液流量は，均質流モデルを仮定した場合よりも 20～30%程度ボイド率が小さい体系であり，WMS で計測したボイド率は図 1 の下図に示すように 10～15%となった．図 1 の上図に全体積流束 j_T と LDV で計測した液相流速の RMS 並びに WMS で計測したボイド率を示した．二相流の RMS は液単相時に比べると，およそ 5 倍大きくなり，全体積流束を超える大きさでドリフトされることを確認した．さらに，ボイド率に対して正の相関を示し，変動が大きくなることがわかった．

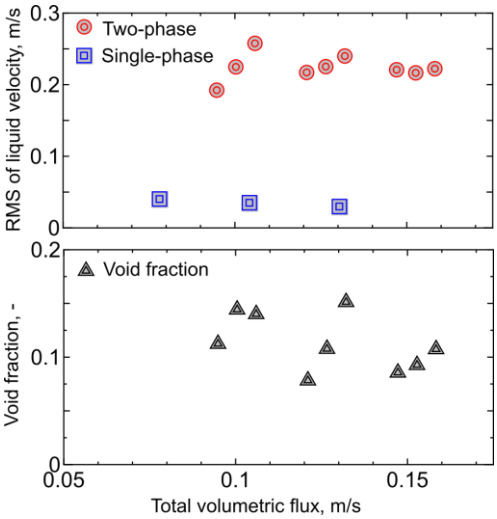


Fig.1 Total volumetric flux (j_L+j_G=j_T) vs. measured void fraction and RMS of liquid velocity for bubble flow.

4. 結論

2 次元を想定した水-空気気液二相流の液相流速，RMS 及びボイド率の相関を検証した．二相流の乱れは，液単相時に比べて約 5 倍程度であり，全体積流束を超えるドリフト量であることを確認した．また，ボイド率の増加に伴い，変動も大きくなることを示した．

*Hiroki Takiguchi[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1] and Taizo Kanai[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

静的安全炉心注水系としての蒸気インジェクタ作動特性に関する研究

Characteristics of the Steam Injector as the Passive Reactor Cooling System

*遠藤宏純　三輪修一郎　森治嗣

北海道大学　原子力システム安全工学研究室

静的噴流ポンプとして知られる蒸気インジェクタを沸騰水型原子炉 BWR へ静的安全系として導入することを想定し、その作動特性に関する知見収集を行った。本研究にて用いた蒸気インジェクタは、供給蒸気圧力 0.65 MPa までの範囲でポンプ性能を有することを実験的に明らかにし、数値解析により蒸気供給ノズル内は超音速流れとなることを確認した。

キーワード：　原子力、蒸気インジェクタ、気液二相流、CFD

1. 緒言

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災に伴い発生した福島第一原子力発電所事故からの教訓として、沸騰水型原子炉 BWR の事故時は、ADS 作動後においても大気圧以上で炉心注水が可能であることが課題として挙げられる。蒸気インジェクタ（Steam Injector: SI）は、水と蒸気を供給すると内部で噴流を形成し、供給時よりも高い圧力で吐出することから、起動に電源が不要なポンプとして知られている。この SI を、沸騰水型原子炉 BWR の新たな静的安全系として利用される事が期待できるが、その詳細な作動特性や作動条件の解明は未だ不十分であり、更なる知見収集が求められる。本研究は、先行研究ではほとんど例のない 0.2~0.5MPa 以上の蒸気圧力を用いて実施した。

2. 実験

蒸気はボイラから、水はタンク内の水道水をポンプによりそれぞれ SI へ供給し、各供給ラインに設置された弁の開度により供給蒸気圧力及び供給水流量をそれぞれ調整した。また、SI 後方に設置された弁の開度を小さくしていくことで吐出圧力を上昇させ、SI の最高吐出圧力を調査した。本実験での供給条件は、蒸気圧力を 0.2~0.65 MPa、水流量を 0.4~0.6 kg/s の範囲で変更し、供給水温度は 22.5±1.0 °C とした。実験の結果、いずれの供給水流量においても最高吐出圧力は蒸気及び水の供給流量と共に上昇した。また、SI 吐出圧力を供給蒸気圧力で除した圧力増倍率により評価したところ、供給蒸気流量が増大するにつれ、圧力増倍能力は低下していく傾向が見られた。

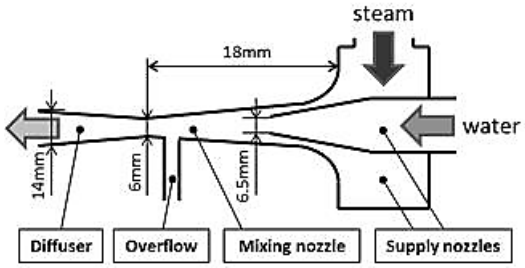


Fig.1 SI used in the experiments

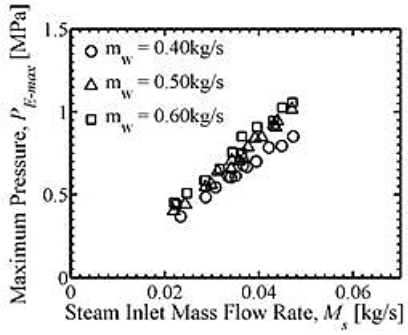


Fig.2 Maximum discharge pressure against inlet steam mass flow rate

3. 結言

実験により、低圧蒸気条件においてポンプ性能を有することを確認し、最大吐出圧力と供給蒸気流量及び供給水流量との関係性が明らかとなった。また、3 次元数値解析により蒸気供給ノズル内では超音速流となることを確認した。今後は、高圧な供給蒸気条件での作動特性評価を実験により行うと同時に、SI 本体内における直接接触凝縮を伴う二相流問題の数値解析モデル構築を検討していく予定である。本研究は JSPS 科研費 25289345 の助成を受けた。ここに記して謝意を表する。

参考文献

1) M.GROLMES, "Steam-Water Condensing-Injector Performance Analysis with Supersonic Inlet Vapor and Convergent Condensing Section", *Argonne National Laboratory*, Reactor Engineering Division (1968).
2) Y.ABE, Y.KAWAMOTO, C.IWAKI, T.NARABAYASHI, M.MORI, S.OHMORI, "Study on Operational Characteristics of Supersonic Steam Injector", *Japan Society of Mechanical Engineers*, **74**,742,1297 (2008).

*Hiroto ENDO, Shuichiro MIWA, Michitsugu MORI

Hokkaido University, Nuclear System Safety Engineering Laboratory

蒸気噴流のサブクール水との直接接触凝縮時のチャギング現象に関する実験研究

Experimental Study on Chugging Phenomena in Direct Contact Condensation of Steam Jet with Subcooled Water

Giuseppe Gregu[1]，*高橋 実[2]，Riccardo Mereu[1]，Marco Pellegrini[3]
[1]ミラノ工科大，[2]東工大原子炉研，[3]エネ総工研

Unstable direct contact condensation called “Chugging” that occurred in certain conditions in the pressure suppression pool of Primary Containment Vessels of Boiling Water Reactors was studied experimentally. The mechanisms of every phase of the Chugging and the characteristics of pressure spikes were investigated.

キーワード：Condensation, Direct Contact, Chugging, Boiling Water Reactor, Pressure-suppression Pool

1. 緒言

沸騰水型炉のウェットウェルにおける課題の一つとして、圧力抑制プールに蒸気を吹き込み、直接接触凝縮させる過程で、条件によっては不安定なチャギング現象が発生する可能性がある。本研究では、大気圧下でサブクールプール水中に飽和水蒸気を吹き込むときの、チャギング現象の機構と発生条件および発生する圧力パルスについて調べることを目的としている。

2. 実験方法

ボイラーで水蒸気を発生させ、流量計（ベンチュリ管）を通して、鉛直円管（内径 27 mm、透明ポリカーボネートまたは SUS304 製）から下向きに蒸気噴流を水槽内のサブクールプール水中に吹き込み、チャギング現象の機構を高速度ビデオカメラで観察すると共に、管内の静圧を測定した。実験条件は、圧力を大気圧、蒸気質量流束を 5.5～19.5 kg/m^{2}s、水温を 19～47 °C とした。

3. 実験結果

チャギングのサイクルの特性（Fig.1）は、1. 蒸気管出口からの気泡成長、2.気泡崩壊と管内静圧の急減、3.水吸い込み、4.管内気泡崩壊と管内圧力パルス（100 kPa 以上）の発生、5.蒸気再下降流出からなる。管内圧力パルスの原因はサブクール水の吸い込み後の蒸気泡の急崩壊時の水撃現象にある。本実験条件範囲のうちで圧力パルスの最高値は 1.2 MPa であり、プール水温 25°C 以下、蒸気質量流束 7 kg/m^{2}s においてが発生した。管出口を気泡が覆う様相によってチャギングの様式を分類し、プール水温—蒸気質量流束の関係図上にマップを作成した。

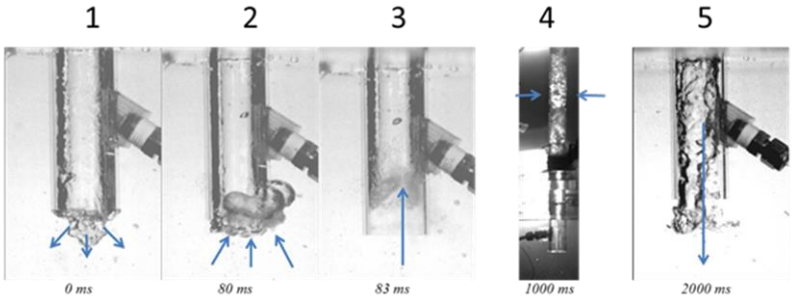


Fig. 1 Characteristic events of Chugging cycle

3. 結論

大気圧下の蒸気の直接接触凝縮時の不安定なチャギング現象の機構と発生条件および発生する圧力パルスを明らかにした。この結果は、今後の CFD によるシミュレーションの妥当性評価に用いる予定である。

Giuseppe Gregu[1], *Minoru Takahashi[2], Riccardo Mereu[1] and Marco Pellegrini[3]
[1]Politecnico di Milano, [2]Tokyo Tech. RLNR, [3]Inst. Applied Energy.

蒸気凝縮モデルを用いた圧力抑制室内温度成層化の発生条件の検討

Study on condition occurring thermal stratification in suppression chamber using model of steam condensation

*山内　大典[1]，エルカン　ネジェット[2]，ジョ　ビョンナム[2]，岡本　孝司[2]
[1]東京大学　大学院工　原子力国際専攻，[2]東京大学　大学院工　原子力専攻

福島第一原子力発電所の事故では、RCIC タービン排気蒸気により圧力抑制室内で温度成層化が発生したと考えられている。本研究では蒸気凝縮挙動について既知のパラメータでモデル化し、そのモデルを用いて圧力抑制室内で温度成層化が発生する条件について検討する。

キーワード：福島第一原子力発電所，事故進展，シビアアクシデント

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故において、3 号機の事故初期の圧力が予測されたよりも早く上昇しており、これは RCIC の排気蒸気により圧力抑制室内でプール水の温度成層化が発生したことが原因だと考えられている。温度成層化のクライテリアに関する研究は SIET の実験[1]と Song の実験[2]が行われている。SIET の実験では、チャギングが発生する間温度成層化は発生しないことが確認されている。Song の実験では、チャギングが発生しない場合、温度成層化の発生はリチャードソン数により決定できることが示唆された。ただし、Song のリチャードソン数の評価では、実験による都度調べる必要がある蒸気泡の長さや周波数を代表速度に用いるため、実験を経ずに温度成層化の予測をするのは難しい。そこで、代表速度を既知のパラメータのみで表現できるモデルの構築を行い、チャギングが発生しない場合の温度成層化のクライテリアの検討につなげることを目的とする。

2. 蒸気凝縮モデルの構築と妥当性確認　既知パラメータを用いて蒸気凝縮のモデル化を行った。蒸気泡は蒸気の吹き出し体積と表面での凝縮体積が釣り合うまで成長し、その後一気に凝縮し消滅する。蒸気泡を球と仮定し、釣り合う時間を、凝縮を考慮しない蒸気泡球が釣り合い半径に達する時間の k 倍とする。この時間と釣り合い半径から代表速度を算出する。モデル算出周波数を Youn ら[3]の実験結果をベンチマークとして妥当性検証を行った。実測値は、質量流束が大きいほど周波数が大きく、プール水温が 50 度付近をピークとして増減する傾向がある。モデル計算値も定性的には同じ傾向が示されたものの、ピークが水温 30 度付近にあることから、うまく模擬できていないと考えられる。

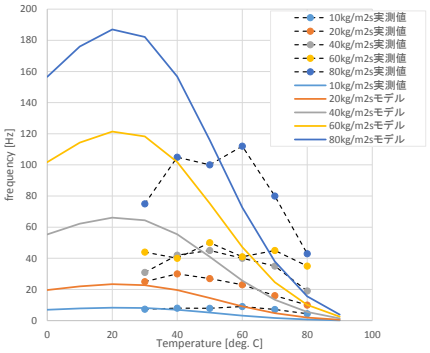


Fig.1 プール水温に対する周波数（実測：Youn[3]、モデル：蒸気凝縮モデル）

3. 結論　温度成層化のクライテリアを既知のパラメータのみで決定するため、蒸気凝縮モデルを構築した。既往実験をベンチマークとする妥当性確認の結果、定性的には同じ傾向が示されたものの、各パラメータの寄与をうまく模擬するには至っていない。今後モデルを改良し、クライテリアについての検討を行う。

参考文献

[1]Pellegrini, M., et al., NUTSHOS10(2014). [2] Song, D., et al., Int. J. Multiphase Flow, Vol.66, pp.92-100(2014).
[3] Youn, D. H., et al., J. Nucl. Sci. Tech., 40(10), pp.881-885(2003).

*Daisuke Yamauchi[1], Nejdet Erkan[2], Byeongnam[2] and Koji Okamoto[2]
[1]Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo,
[2]Neclear Professional School, School of Engineering, The University of Tokyo.

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

[3D10-14] Design and evaluation of next generation reactor equipments

Chair: Masaaki Satake (CRIEPI)

Mon. Mar 28, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[3D10] Fabrication and test results of testing equipment for remote-handling of MA fuel

＊Takanori Sugawara[1], Kenji Nishihara[1], Yujiro Tazawa[1], Kazufumi Tsujimoto[1] （1.JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[3D11] Fabrication and test results of testing equipment for remote-handling of MA fuel

＊Yuta Eguchi[1], Takanori Sugawara[1], Kenji Nishihara[1], Yujiro Tazawa[1], Kazufumi Tsujimoto[1] （1.JAEA）

3:00 PM - 3:15 PM

[3D12] Fabrication and test results of testing equipment for remote-handling of MA fuel

＊Yujiro Tazawa[1], Kenji Nishihara[1], Takanori Sugawara[1], Kazufumi Tsujimoto[1] （1.JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

[3D13] Design Improvement of Reactor Structure for Next Generation SFR

＊Shinichiro MATSUBARA[1], Kengo IMAOKA[1], Shinta Ogawa[2], Iwao IKARIMOTO[1], Masao ETO[4], Nobuchika KAWASAKI[3] （1.MHI, 2.NDC, 3.JAEA, 4.MFBR）

3:30 PM - 3:45 PM

[3D14] Secondary heat transport piping system design for the high temperature gas-cooled reactor (GTHTR300C)

＊Yasunobu Nomoto[1], Shoichi Horii[1], Junya Sumita[1], Hiroyuki Sato[1], Xing L. Yan[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

MA 燃料遠隔取扱設備の製作及び試験結果
（1）燃料冷却試験装置

Fabrication and test results of testing equipment for remote-handling of MA fuel
(1) Testing equipment for fuel cooling

*菅原 隆徳、西原 健司、田澤 勇次郎、辻本和文
日本原子力研究開発機構

J-PARC で建設を計画している核変換物理実験施設（TEF-P）で用いる高線量のマイナーアクチノイド(MA)含有燃料の冷却設備を検討するため、試験装置を製作し、試験を行った。その結果、TEF-P の設計に用いる圧力損失及び温度の評価式が妥当であることが確認され、冷却設備の成立性が示された。

キーワード：核変換物理実験施設（TEF-P）、マイナーアクチノイド（MA）燃料、空気冷却、圧力損失

1. 緒言

J-PARC で建設を計画している核変換物理実験施設（TEF-P）では、MA 核変換システムの炉物理的課題に取り組むため、通常の板状燃料に加えて数十 kg 規模の MA を含有したピン状燃料(MA 燃料)を用いた臨界実験を行うことを想定している。MA 燃料は崩壊熱による発熱量が高く、燃料要素の健全性を担保し、なおかつ臨界実験における温度条件を常に一定にするために常時冷却を行う必要がある。本試験では、水平二分割型臨界実験装置でのピン状燃料の使用を想定して、ピン状燃料装荷状態を模擬した燃料冷却試験装置を製作して空気冷却による熱流動試験を実施した。また、MA 燃料の熱流動解析に用いる評価手法による解析結果と試験結果の比較を行い、熱流動解析評価手法の検証を行うことを目的とした。

2. 冷却試験装置

TEF-P では、ピン形状の MA 燃料（φ9.0-L300 mm）を、冷却材を模擬した穴あきブロック（カランドリア、W52.7 H52.5 L305 mm）に充填して水平二分割型臨界集合体に水平方向に装荷し、常時乾燥空気により冷却される。臨界実験ではこのカランドリアを最大 5x5 体設置し、MA 燃料領域を構成する。本試験では一体分の燃料要素を対象として装置を製作した。装置の概念図を Fig. 1 に示す。MA 燃料模擬ピンにはヒーターを内蔵(～10W 可変)し、MA の崩壊による発熱を模擬する。冷却に用いる乾燥空気は、流量～300L/min とした。MA 燃料模擬ピンにはその表面温度を測定するため、所定位置に熱電対を 12 個設置した。

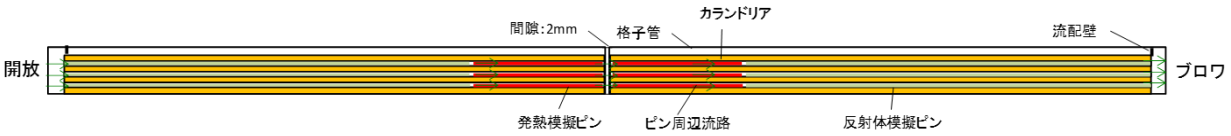


Fig. 1 冷却試験装置の概念図

3. 試験と解析の結果

試験では、所定位置の温度、出入口における圧力、流量を測定した。これに対し、文献[1]の評価式を用いて、解析を行った。結果の一例として、様々な条件における被覆管表面温度の測定値と解析値をプロットしたものを Fig. 2 に示す。C/E 値で 0.97±0.07 (標準偏差) 程度の精度で予測できていることが確認された。これにより、TEF-P の設計に用いている評価手法の妥当性が確認され、冷却設備成立性の見通しを得た。

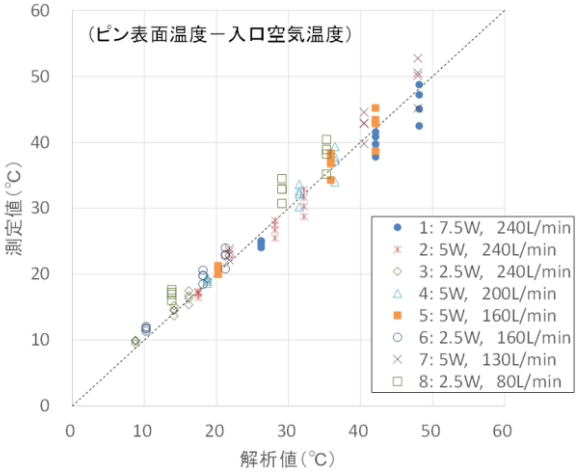


Fig. 2 被覆管表面温度の測定値と解析値

参考文献

[1] 伝熱工学資料改訂第 4 版、日本機械学会

*Takanori Sugawara, Kenji Nishihara, Yujiro Tazawa, Kazufumi Tsujimoto
Japan Atomic Energy Agency

MA 燃料遠隔取扱試験設備の製作及び試験結果
(2) 格子管の伝熱評価

Fabrication and test results of testing equipment for remote-handling of MA fuel
(2) Evaluation of heat transfer crossing rectangular lattice matrix

*江口 悠太、菅原 隆徳、西原 健司、田澤 勇次郎、辻本和文
日本原子力研究開発機構

J-PARC で建設を計画している核変換物理実験施設（TEF-P）において、炉心空気冷却停止時の空格子管内部の伝熱特性を評価するため、試験装置を製作し試験を行った。その結果、評価式[1]とおおよその一致を示し、また、充填物の装荷により効果的な炉心冷却が可能であることが示され、TEF-P 炉心の温度解析に供することが出来る実験的な熱通過パラメータ（等価熱伝導率）を取得した。

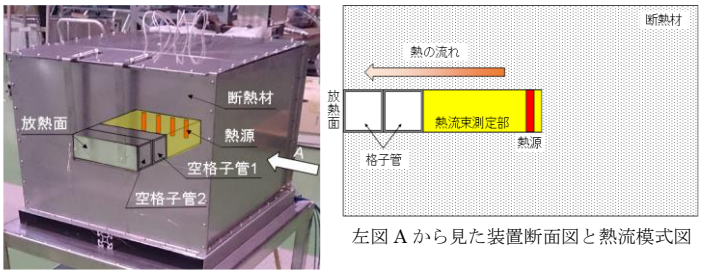
キーワード：核変換物理実験施設（TEF-P）、マイナーアクチノイド、伝熱、熱伝導解析、等価熱伝導率

1. 緒言

TEF-P では、MA 燃料を用いた臨界実験を想定している。MA 燃料は発熱量が高く炉心は常時強制空気冷却されるため、異常発生等による空気冷却停止時の炉心温度評価が必要となる。空気冷却停止時の炉心温度変化は全炉心熱伝導解析によって評価されるが、燃料及びブランケット領域外側の空格子管領域に適用されている等価熱伝導率評価式の検証が必要とされている。本試験では、試験装置を製作し評価式の検証を行うとともに、伝熱特性改善のため、充填物を装荷した際の伝熱特性変化を確認することを目的とした。

2. 空冷停止時 MA 燃料冷却性試験装置

試験装置の概念図を Fig.1 に示す。50mm 四方の中空矩形格子管を 2 つ繋げた体系の一面のみを露出させその他の面を断熱材で覆うことで、一次元方向（熱源→放熱面）の熱流を発生させ、各温度条件における装置内部の定常温度分布を測定し、格子管部を通過する熱流束と等価熱伝導率を求める。また、格子管内部に充填物（アルミニウムブロック）を装荷した体系で同様の試験を実施し、格子管の伝熱特性の変化を確認した。



左図 A から見た装置断面図と熱流模式図

Fig. 1 試験装置概念図

3. 実験と解析の結果

300℃から 50℃までの各熱源温度において、定常温度状態の装置内温度を測定し、等価熱伝導率を求めた。評価式との比較を Fig.2 に、充填物装荷時の伝熱特性の変化を Fig.3 に示す。実験値と評価式の相対誤差は 100℃～200℃において -0.7% ～ +12.8%となり、また充填物の装荷によって格子管の伝熱特性が向上することが確認された。

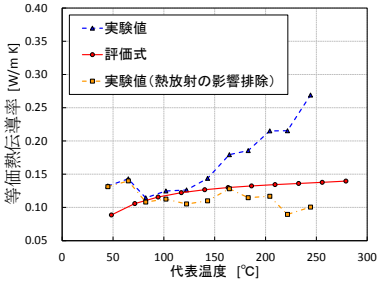


Fig. 2 空格子管体系の試験結果と評価式との比較

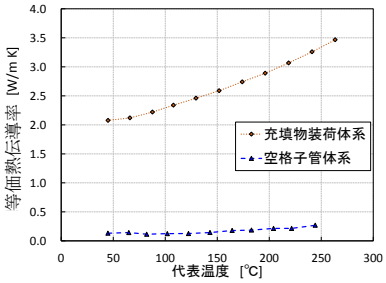


Fig. 3 充填物装荷体系の試験結果と空格子管体系との比較

4. 結論

評価式の妥当性及び充填物装荷による伝熱特性の変化を確認し、TEF-P の炉心温度評価の見通しを得た。

参考文献

[1] 伝熱工学資料　改訂 4 版　2.3.4 節　日本機械学会

*Yuta Eguchi, Takanori Sugawara, Kenji Nishihara, Yujiro Tazawa, Kazufumi Tsujimoto
Japan Atomic Energy Agency

MA 燃料遠隔取扱設備の製作及び試験結果
（3）燃料装填試験装置

Fabrication and test results of testing equipment for remote-handling of MA fuel
(3) Testing equipment for fuel loading

*田澤 勇次郎，西原 健司，菅原 隆徳，辻本 和文
日本原子力研究開発機構

J-PARC で建設を計画している核変換物理実験施設（TEF-P）では、高線量の MA 含有燃料を遠隔操作で炉心に装填・取出しを行うことが必要となる。そのための装置で必要となる基本機能を基にして燃料装填試験装置を製作し、模擬燃料ピンおよび模擬炉心を用いた装荷・取出し試験を行った。

キーワード：核変換物理実験施設，燃料装填試験装置，マイナーアクチノイド，遠隔操作

1. 緒言

J-PARC で建設を計画している核変換物理実験施設（TEF-P）では、数十 kg 規模の MA 燃料を用いた臨界実験を行う計画である。表面線量の高い MA 燃料を扱うため、MA 燃料の炉心への装荷・取出しを遠隔操作で実施する必要があり、高い信頼性も要求される。本 R&D は、これまでの概念設計（文献[1]）に基づき、燃料装填試験装置を製作し、一連の動作試験を行い、MA 燃料取扱システムの基本概念の成立性を確認することを目的とした。

2. 燃料装填試験装置の設計

TEF-P 炉心における燃料装填装置の概念図を Fig.1 に示す。MA 燃料ピン（外径 9mm×長さ 300mm）の装荷・取出しは、水平２分割構造炉心の分割面から、13.9mm ピッチで配列された装荷孔（内径 10.3mm）に遠隔操作で装置を移動、位置決め、燃料ピンの水平搬送の一連動作により行う。

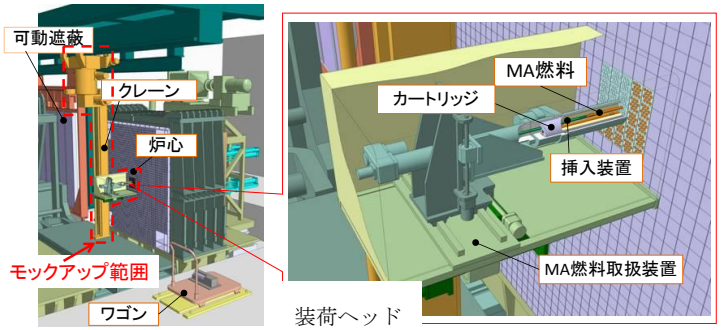


Fig.1 TEF-P 遠隔燃料装填装置の概念図

本試験装置は、主要な駆動機構、位置決め機構、模擬燃料ピン等の取扱対象、模擬炉心を製作範囲として設計した。

3. 製作と試験結果

製作した試験装置の全体図を Fig.2 に示す。TEF-P 炉心と同様の装填範囲を構成した模擬炉心に対して制御盤からの操作により、模擬燃料ピンの装填・取出し試験を実施し、動作の確認、今後の設計へ反映すべき改良点の摘出を行った。

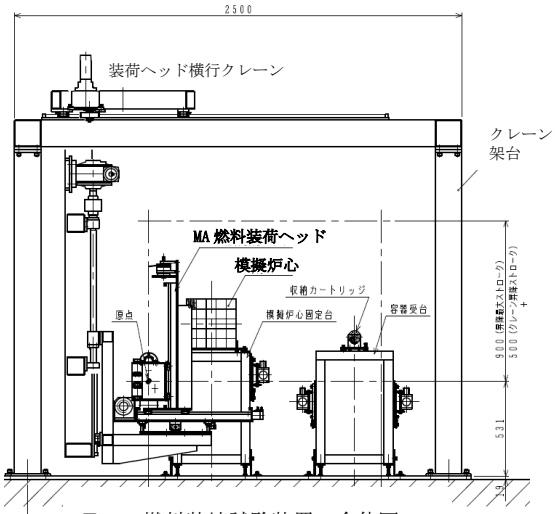


Fig.2 燃料装填試験装置の全体図

4. 結論

MA 燃料を遠隔で操作する装填装置の製作実績を得た。試験により、不具合無く燃料ピンを所定の位置に装荷/取出できることを確認した。

参考文献

[1] JAEA-Technology 2014-044 核変換実験施設の概念検討 (5)MA 燃料取扱いに関する検討

*Yujiro Tazawa, Kenji Nishihara, Takanori Sugawara, Kazufumi Tsujimoto
Japan Atomic Energy Agency

次世代ナトリウム冷却高速炉における原子炉構造の検討
－照射変形を考慮した炉心構成要素の挿入・引抜き性－

Study of Reactor Structure for Next Generation Sodium Fast Reactor
- Insertability of Core Assemblies Considering Deformation due to Irradiation -

*松原 慎一郎[1] 今岡 健悟[1] 碇本 岩男[1] 小川 伸太[2] 衛藤 将生[3] 川崎 信史[4]
[1]三菱重工，[2]NDC，[3]MFBR，[4]原子力機構

高速増殖炉の炉心槽内に設置された炉心構成要素には、定格出力時の照射変形（スエリング、照射クリープ）等により、燃料交換時においても残留変形が生じている。その変形による摩擦力を考慮した炉心構成要素の挿入・引抜き性について検討した結果の概要を紹介する。

キーワード：高速増殖炉、燃料交換、炉心変形解析、機構解析

1. 緒言：高速増殖炉の炉心槽内に設置された炉心構成要素には、定格出力時の照射変形（スエリング、照射クリープ）等により、燃料交換時においても残留変形が生じている。その変形による摩擦力を考慮した炉心構成要素の挿入・引抜き性を検討した。最初に、照射変形等により炉心構成要素に変形が生じている炉心を想定し、燃料交換時に炉心から炉心構成要素を 1 体引き抜いた状態における、その周囲の炉心構成要素の変形状態を、炉心の 1/4 セクターモデルによる炉心変形解析によって評価した。次に、評価された変形状態に基づき、新しい炉心構成要素を挿入した際に周辺構造物との干渉を考慮して挿入可能であるかを機構解析により評価した。機構解析の結果、挿入する炉心構成要素と周囲の炉心構成要素は接触するものの、挿入する新炉心構成要素が周囲の炉心構成要素を押しのける形で挿入可能である見通しが得られた。

2. 炉心変形解析：炉心変形解析コード RAINBOW を用いて、炉心から炉心構成要素を 1 体引き抜いた状態における炉心の変形状態を評価した(図 1)。引き抜く炉心構成要素は、引き抜き後の変形が大きくなると考えられる、接触荷重が大きいものを抽出した。引き抜き後の空間は、炉心構成要素の六角対面寸法より狭くなっており、新しい炉心構成要素の挿入時には干渉が生じることがわかった。

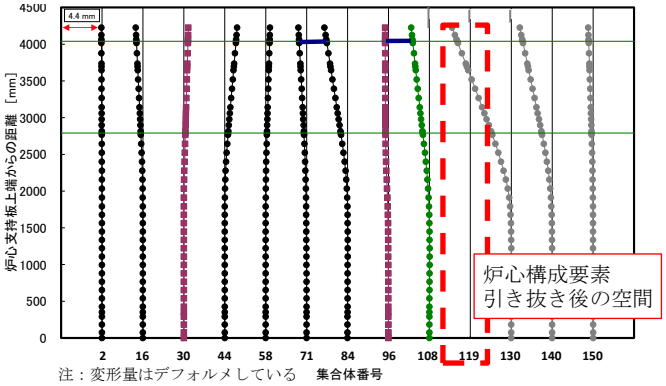


図 1 要素引抜状態を模擬した炉心変形解析

3. 機構解析：機構解析コード MD ADAMS R3 を用いて、新しい炉心構成要素を挿入した際に周辺構造物との干渉を考慮して挿入可能であるかを評価した。解析の結果、挿入する炉心構成要素は周囲の炉心構成要素と干渉する（図 2）が、押しのけに必要な鉛直荷重は最大で 0.5kN 程度で、自重の 6.5kN に比べて十分な余裕があり、挿入可能である見通しが得られた。

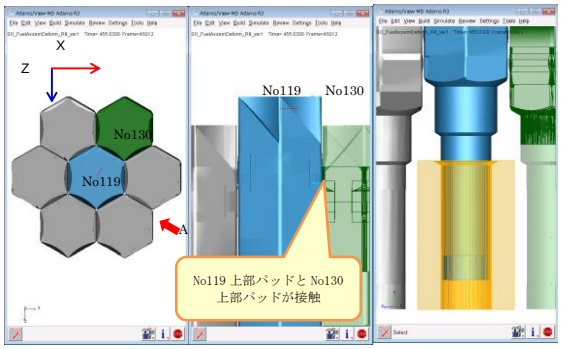


図 2 新規要素挿入を模擬した機構解析

本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

*Shinichiro MATSUBARA[1], Kengo IMAOKA[1], Iwao IKARIMOTO[1], Shinta OGAWA[2], Masao ETO[3], Nobuchika KAWASAKI[4]
[1]MHI, [2]NDC, [3]MFBR, [4]JAEA,

高温ガス炉（GTHTR300C）に接続する熱利用システムの 2 次系熱供給配管設計

Secondary Heat Transport Piping System Design for the High Temperature Gas-cooled Reactor (GTHTR300C)

*野本 恭信[1]，堀井 翔一[1]，角田 淳弥[1]，佐藤 博之[1]，ヤン ジングロン[1]
[1]日本原子力研究開発機構

水素・電力コジェネレーション高温ガス炉（GTHTR300C）の中間熱交換器と熱利用システムを接続する 2 次系熱供給配管について、高温ヘリウムガスを効率的に移送する配管構造の選定結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉，GTHTR300C，熱利用システム，高温ヘリウムガス，熱供給配管

1. 緒言

原子力機構では、ガスタービンによる発電と IS プロセス熱化学法による水素製造を目的とした GTHTR 300C の設計を進めている。本報では、GTHTR300C の中間熱交換器と熱利用システムである IS 水素製造設備を接続する 2 次系熱供給配管の配管構造を検討した。

2. 2 次系熱供給配管設計

2-1. 検討条件と配管構造

2 次系熱供給配管の検討条件を表 1 に、高温ヘリウムガスを流す配管構造及び使用材料を図 1 に示す。ライナ及び内部断熱材は HTTR の二重管と同材料、配管は高温強度に優れる SUS316 とした。

2-2. 配管構造の比較

配管構造、並びに、内部断熱管外側の保温材有無の比較結果を表 2 に示す。配管物量は、口径及び肉厚が小さい内部断熱管の方が小さい。配管表面からの放熱量は、低温ヘリウム側からのみ放熱する二重管の方が小さいが、内部断熱管外側への保温材施工により、放熱量及び高温ヘリウムガスの温度低下量は低減する。配管物量より推算した配管建設コスト、並びに、放熱による発電損失分を GTHTR300C 発電効率及び発電単価より推算した放熱損失費の比較結果を図 2 に示す。コスト面に対する放熱量増大の寄与は、配管物量低減の寄与より小さく、外側に保温材を施工した内部断熱管がコスト面で最も優位な配管構造といえる。

3. 結論

GTHTR300C の 2 次系熱供給配管として、コスト面で優位な外側に保温材を施工し放熱量の抑制を図る内部断熱管を選定した。

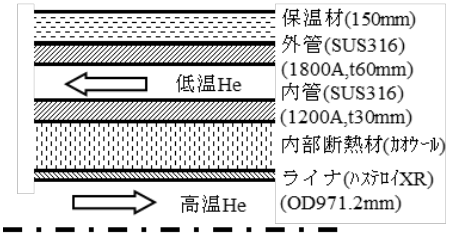


図 1　2次系熱供給配管模式図

表1 2次系熱供給配管の検討条件

項目	単位	高温He側	低温He側
圧力	MPa(G)	4.92	5.00
温度	℃	900	487
流量	kg/s	80.3	80.3
配管長	m	250	270

表2 2次系熱供給配管の配管構造比較

比較項目＼配管構造		二重管	内部断熱管	
			保温材無	保温材30mm
高温He側圧損	kPa	33.3	33.7	33.7
配管物量	ton	970	792	799
放熱量	MW	1.06	2.84	1.94
高温He温度低下	℃	6.37	6.05	3.87

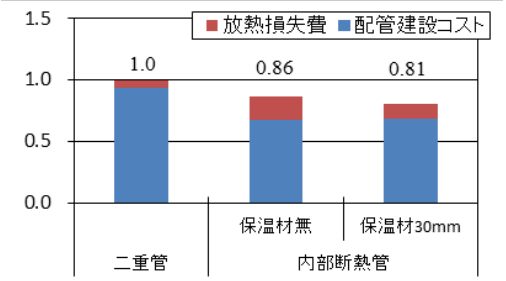


図2 2次系熱供給配管のコスト比較

*Yasunobu Nomoto[1], Shoichi Horii[1], Junya Sumita[1], Hiroyuki Sato[1] and Xing L. Yan[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[3D01-07] Maintenance, inspection, monitoring

Chair: Naoyuki Kouno (hitachi)

Mon. Mar 28, 2016 9:30 AM - 11:25 AM Room D (Lecture Rooms B B104)

[3D01] Effects of Human Error and its Reduction Evaluated by Dr. Mainte, Integrated Simulator of Mainte nance Optimizatoin of LWRs (4)

＊Yoshihiro Isobe[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Toru Kosaka[2], Satoshi Matsumoto[2], Shinobu Yoshimura[3] （1.Nuclear Fuel Industries ltd., 2.Atree Inc., 3.The University of Tokyo）

9:30 AM - 9:45 AM

[3D02] Application of risk importance index with severe accident management equipment to prioritize maintenance importance

＊teruyoshi satou[1], hiroshi abe[1], yasuo ishizaki[2], hideki kamimura[2] （1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2.TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY）

9:45 AM - 10:00 AM

[3D03] Development of Repair Machine for Heat Exchanger Tubes of on-site use using laser welding and optical fiber.

＊Shingo Saijo[1], Ryoji Toyama[1], Takaya Terada[2], Akihiko Nishimura[2], Kiyoshi Oka[2,3] （1.Sanritz Automation Co.,Ltd., 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.OK Fiber Technology Co., Ltd.）

10:00 AM - 10:15 AM

[3D04] Development of diagnostic technique for adhesive anchor bolts by hammering test using an AE sensor

＊Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1], Hideki Yuya[2], Tadashi Yamasaki[2] （1.Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2.CHUBU Electric Power Co.,Inc.）

10:15 AM - 10:30 AM

[3D05] Development of a new inspeciton system for mechanical anchor bolts based on hammering tests (3)

＊Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Yasufumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] （1.NFI, 2.A-tree）

10:30 AM - 10:45 AM

[3D06] Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 2

＊takasi matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mituyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] （1.Nuclear Fuel Industries,Ltd., 2.Atree, Inc）

10:45 AM - 11:00 AM

[3D07] Development of monitoring method for wall thinning in carbon steel pipes with low frequency magnetic field measurement

＊Naoki Tajima[1], Noritaka Yusa[1], Hidetoshi Hashizume[1] （1.Tohoku University）

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

軽水炉保全最適化シミュレーションツール Dr. Mainte を用いたヒューマンエラーの影響とその低減効果の検討 （４）

Effects of Human Error and its Reduction Evaluated by Dr. Mainte, Integrated Simulator of Maintenance Optimization of LWRs (4)

*礒部 仁博[1]，匂坂 充行[1]，松永 嵩[1]，小川 良太[1]，高坂 徹[2]，松本 聡[2]，吉村 忍[3]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]株式会社アトリー，[3]東京大学

軽水炉保全活動のさらなる信頼性向上のためには、ヒューマンエラーを低減することの重要性が指摘されている。ヒューマンエラーはストレスにも強く影響を受けるが、労働安全衛生法が改正されて労働者が 50 人以上いる事業所では、2015 年 12 月から毎年 1 回、全ての労働者に対してストレスチェックを実施することが義務付けられた。そこで軽水炉保全最適化のための統合型シミュレータ Dr. Mainte を用いて、ストレスチェック制度を活用したヒューマンエラー低減方策について検討した。

キーワード：保全最適化，ヒューマンエラー，Dr. Mainte，シミュレーション，ストレスチェック制度

1. 緒言

著者らは軽水炉の主要機器・配管等を対象として、各種保全戦略（検査頻度、検査精度、抜取検査率、修理／取替の選択、維持規格の適用等）が、①安全性、②信頼性、③経済合理性、④環境性、⑤社会的受容性に及ぼす影響を定量評価し、それらの多角的な視点から保全戦略を総合的に最適化するための PFM(確率論的破壊力学)に基づく軽水炉保全最適化のための統合型シミュレータ Dr. Mainte を開発してきた。

一方で、軽水炉保全作業のさらなる信頼性向上のためには、ヒューマンエラー低減の重要性が指摘されている。ここではストレスチェック制度[1]を活用したヒューマンエラー低減の方策について検討した。

2. アプローチの概要

2-1. ストレスチェック

「ストレスチェック」とは、ストレスに関する質問票（選択回答）に労働者が記入し、それを集計・分析することで、自分のストレスがどのような状態にあるのかを調べる簡単な検査である。質問票には職業性ストレス簡易調査票[2]を用いることを厚労省は推奨している。

2-2. Dr. Mainte のアプローチ

通常の「ストレスチェック」は分析結果に基づき、個人、会社として必要な対処を行うが、Dr. Mainte は必要に応じて質問票に新たな質問を追加して、Dr. Mainte の機能である「多次元可視化」（図 1）と「ニューラルネットワーク」（図 2）を用いて、労働者のメンタルヘルス改善に止まらず、労働者の「モチベーション向上」、「満足度向上」のための方策とその効果の定量的予測についてシミュレーションする。

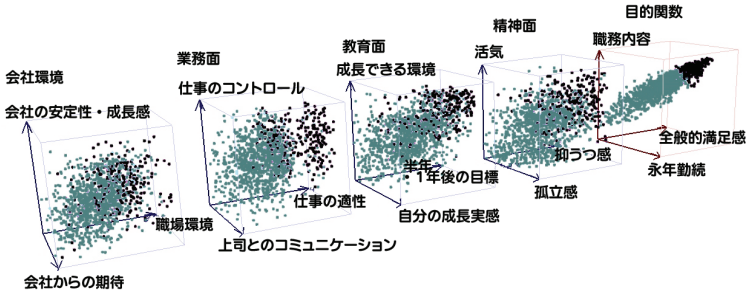


図 1 ストレスチェックアンケート調査結果の多次元可視化結果
（濃い点が全般的満足感≧3.5，職務内容≧3.5，永年勤続≧2.5 に対応）

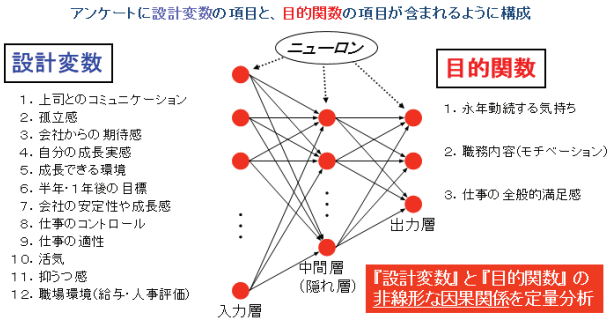


図 2 ストレスチェックアンケート調査結果の
ニューラルネットワークによる学習

3. 結論

ストレスチェックのアンケート調査と結果の分析により、ストレスの要因、環境の改善効果を定量的に予測する手法を確立した。発表では実際に職業性ストレス簡易調査票に基づき、アンケート調査を実施し、Dr. Mainte でシミュレーションした結果についても紹介する。

参考文献

[1] 厚労省ストレスチェック制度導入マニュアル http://www.mhlw.go.jp/bunya/roudoukijun/anzeneisei12/pdf/150709-1.pdf
[2] 厚労省職業性ストレス簡易調査票 http://www.mhlw.go.jp/bunya/roudoukijun/anzeneisei12/dl/150803-1.doc

*Yoshihiro Isobe[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Toru Kosaka[2], Satoshi Matsumoto[2] and Shinobu Yoshimura[3]
[1]Nuclear Fuel Industries, ltd., [2]Atree, Inc.., [3]The University of Tokyo

重大事故等対処設備を考慮したリスク重要度の保全プログラムへの反映検討

Application of risk importance index with severe accident management equipment to prioritize maintenance importance

*佐藤 輝和[1]，阿部 博[1]，石崎 泰央[2]，上村 英樹[2]
[1](株)テプコシステムズ，[2]東京電力(株)

重大事故等対処設備を考慮したPRAから得られるリスク重要度を分析し，保全活動管理指標等への影響を検討した。

キーワード：リスク重要度，FV（Fussell-Vesely），RAW（Risk Achievement Worth）

1. 緒言

保全活動を通じた原子力施設の安全性の維持・向上に資するため，重大事故等対処設備を考慮した内的事象運転時レベル1PRA，地震事象運転時レベル1PRA，津波事象運転時レベル1PRAから得られるリスク重要度を分析し，保全活動管理指標等への影響を検討した。

2. 内的事象運転時レベル1PRAによる系統のリスク重要度

重大事故等対処設備を考慮した内的事象運転時レベル1PRAによる系統のリスク重要度を図1に示す。東北地方太平洋沖地震後に整備された重大事故等対処設備のうち，崩壊熱除去に関するフィルタベント，代替熱交換器設備等がリスク重要度高となった。

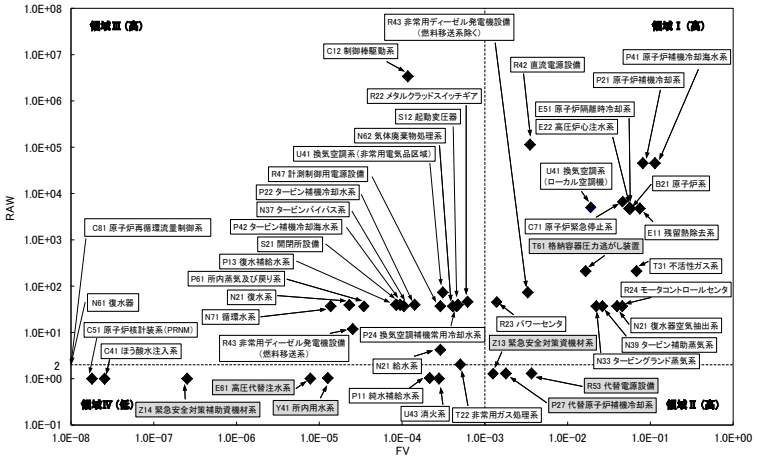


図1 重大事故等対処設備を考慮したレベル1PRAによる系統のリスク重要度
（暫定結果であり今後変更の可能性有り）

3. 外的事象運転時レベル1PRAによるリスク重要度

地震事象運転時レベル1PRA及び津波事象運転時レベル1PRAのリスク重要度は地震／津波要因損傷（自然現象を起因とする機能故障や異常発生防止機能の損傷）や人的過誤がリスク重要度の上位を占めており，保全活動管理指標を設定する観点からは有効でないことを確認した。また，内的事象，地震事象及び津波事象の運転時レベル1PRAのリスク重要度を個別のCDFで重み付けした総合的リスク重要度を，RCIC及び消防車を例に試評価した。結果，炉心損傷頻度に対して寄与の大きい地震事象のリスク重要度が支配的な傾向となったが，内的事象のリスク重要度の寄与が大きい場合もあり，保全活動管理指標の設定にあたっては，各事象のリスク重要度について考える必要があることを確認した。

4. 結論

重大事故等対処設備を考慮した内的事象運転時レベル1PRA，地震事象運転時レベル1PRA，津波事象運転時レベル1PRAから得られるリスク重要度を分析し，保全活動管理指標等の設定には，保全の観点からの有効性を踏まえた上で，炉心損傷頻度への寄与が大きい事象だけでなく各事象のリスク重要度から考える必要があることを確認した。

*Teruyoshi Satou[1], Hiroshi Abe[1], Yasuo Ishizaki[2], Hideki Kamimura[2]
[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company

レーザー溶接と光ファイバーを用いた配管内壁補修装置の実用化開発

Development of Repair Machine for Heat Exchanger Tubes of on-site use using laser welding and optical fiber.

*西條 慎吾[1]，外山 亮治[1]，寺田 隆哉[2]，西村 昭彦[2]，岡 潔[2,3]
[1]サンリツオートメイション，[2]原子力機構，[3]OK ファイバーテクノロジー

これまでに原子力機構が配管内壁の観察・補修のために研究し蓄積してきた技術を活かし、実際の現場への適用を見据えた装置の製作段階となっている。現場で配管内壁の補修作業をする際の課題点を考慮し、装置を試作した。装置の特徴と今後の展開について整理する。

キーワード：ファイバーレーザー溶接，光ファイバースコープ，伝熱管，配管内壁補修装置

1. 緒言

近年、高経年化が進む原子炉や化学プラントの熱交換器伝熱管を想定し、光ファイバースコープとレーザー肉盛による観察・補修手法を開発した[1]。補修部位は、配管の開口部から 100mm 程度の範囲で発生する内壁の減肉(最大深さ 2mm 程度)である。しかしながら高速炉 JSFR[2]など今後建設されるプラント伝熱管の補修現場に役立てるためには、装置工学の観点から一層の自動化／半自動化を行い、観察・補修時間の短縮及び作業の効率化が求められる。本課題の解決に向けた装置の製作を行い、動作実験を行った。

2. 製作結果

図 1 に製作した装置を示す。装置は、制御ユニットと駆動ユニットから成る。制御ユニットはファイバー映像の取得／表示部と駆動ユニットを制御するコントローラで構成される。駆動ユニットはトーチ、レーザーヘッド、補材供給器で構成される。トーチは、隘路部へのアクセスを考慮して、一軸上に直動回転機能を持たせた。また、稼働性を重視し、中心軸に光ファイバー、肉盛補材、不活性ガス、配線を通し、基準点から[Z]0～100mm、[θ]±360° の稼働範囲を持つ。原子力機構の研究成果である複合型光ファイバーを用い、1 本の光ファイバーでレーザー導光と画像伝送ができる[3]。

伝熱配管下部に駆動ユニットを設置した後、モニタに映した配管内映像を観察しながら、制御ユニットのジョイスティックを操作して、補修箇所へレーザーヘッドを動かし、レーザー光を照射する。肉盛溶接実験は、伝熱配管の模擬器を製作して行った。レーザー、トーチ移動速度、補材供給速度といった溶接条件の最適化を行い、配管内壁に肉盛できることを確認した。

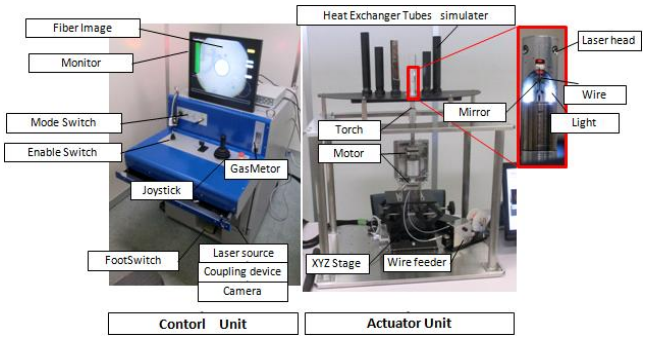


図 1　配管補修装置　全体構成

3. 結論

今回の試作により、現場利用可能な配管補修装置の実現性が見えてきた。今後、複数の配管補修に対応するため、更なる時間短縮、及び作業効率の向上を目指したトーチのセッティング手法を検討する。また、各種口径の配管内壁の観察・補修方法の検討を進める予定である。

本装置は、中小企業庁「平成 25 年度補正中小企業・小規模事業者ものづくり・商業・サービス革新事業」の助成を受け製作した。

参考文献

[1] 寺田隆哉、他、”レーザー加工トーチを用いた配管表面肉盛溶接技術の研究”、保全学 Vol.13, No.4, 87-94, (2015).
[2] 河村雅也、他、”JSFR における機器開発(3)SG の伝熱管製作性”、日本原子力学会「2015 年秋の大会」B10
[3] OK ファイバーテクノロジー http://www.okft.co.jp/industry.html

*Shingo Saijo[1], Ryoji Toyama[1], Takaya Terada[2], Akihiko Nishimura[2] and Kiyoshi Oka[2,3]
[1]SANRITZ AUTOMATION CO., LTD., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]OK Fiber Ttechnology CO.,Ltd.

AE センサを用いたケミカルアンカ診断技術の開発

Development of diagnostic technique for adhesive anchor bolts by hammering test using an AE sensor

*小川 良太[1]，松永 嵩[1]，匂坂 充行[1]，礒部 仁博[1]，熊野 秀樹[2]，山崎 直[2]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]中部電力株式会社

原子力発電所に設置されているケミカルアンカ（接着系アンカー）の診断を目的として、AE(acoustic emission)センサを用いた打音検査によるケミカルアンカ診断技術を開発している。本報では、開発全体計画と施工不良および経年劣化を模擬した試験体を製作し、固有振動数を測定した結果について報告する。

キーワード：接着系アンカー、非破壊検査、AE センサ

1. 緒言　2012 年 12 月に発生した中央自動車道笹子トンネル天井板落下事故に関する調査・検討委員会の事故報告書[1]によれば、接着系アンカーボルトの施工不良や樹脂部の経年劣化がトンネル天井板落下の原因であると推定されている。一方で、原子力発電所においても、ケミカルアンカが使用されており、施工不良（樹脂不足・過剰撹拌など）や経年劣化（樹脂の劣化や剥離、コンクリートのひび割れや強度低下など）が発生する可能性が潜在している[2]。そのため、機器・構造物の安全性・信頼性を確保する観点より、施工不良や経年劣化を簡易に診断する検査技術開発のニーズが高まってきている。そこで、打音検査時のボルトの固有振動数を AE センサでピックアップして診断する技術の開発を進めている(図 1)。

2. アプローチの概要　AE センサを用いた固有振動数の測定によるケミカルアンカ診断技術を開発するに当たり、実験および理論解析の両面から評価する。実験的評価として、発電所のケミカルアンカの状況を踏まえて、健全並びに代表的な施工不良、経年劣化を模擬した試験体(表 1)を製作し、打音検査時の AE センサによる固有振動数の測定により施工不良、経年劣化との対応を確認する。次に、引抜強度試験により、引抜強度と固有振動数との対応についてデータベースを構築する。また、理論的評価として、FEM 解析により、実験結果の検証、データベース拡充を行う。

3. 結果　打音検査時の AE センサによる固有振動数の測定により、施工不良や経年劣化の程度に応じた固有振動数の低下が確認できた。

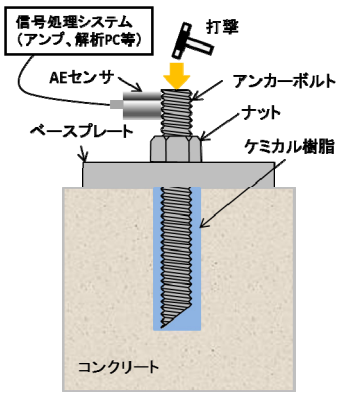


図 1 開発中のケミカルアンカ診断技術

表 1　施工不良および経年劣化模擬試験体一覧

施工不良模擬試験体	経年劣化模擬試験体
樹脂量 80%、40%、20%	ボルト／樹脂の剥離 80%、40%、20%（テーピング）
横向き樹脂量 80%、40%、20%	コンクリート ひび割れ（ひび割れ）
上向き樹脂量 80%、40%、20%	樹脂劣化 （バーナー加熱）（バーナー加熱）
ななめ施工	コンクリート 強度低下（コンクリート強度低下）

参考文献

[1] ”ﾄﾝﾈﾙ天井板の落下事故に関する調査･検討委員会報告書”，ﾄﾝﾈﾙ天井板の落下事故に関する調査･検討委員会(2013).
[2] ”高浜発電所 3 号炉　高経年化技術評価書”，関西電力株式会社(2014).

*Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe [1], Hideki Yuya[2] and Tadashi Yamasaki[2]
[1] Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2] CHUBU Electric Power Co.,Inc.

打音法によるメカニカルアンカの健全性評価手法の開発（３）

Development of a new inspection system for mechanical anchor bolts based on hammering tests (3)

*匂坂 充行[1]，松永 嵩[1]，小川 良太[1]，礒部 仁博[1]，鵜飼 康史[2]

[1]原子燃料工業株式会社，[2]株式会社アトリー

AE センサを用いた打音検査手法により、メカニカルアンカの健全性を簡便かつ非破壊的に評価するシステムを開発している。前報に引き続き、種々の経年劣化に対する検出性を実験的に検証した結果を報告する。

キーワード：メカニカルアンカ、アンカーボルト、打音法、非破壊検査、AE センサ

1. 緒言　金属拡張系アンカ（メカニカルアンカ）は、原子力プラント、社会インフラにおける機器構造物の支持に広く用いられているが、メカニカルアンカは施工後も全体が大気環境下にあるため、ボルトやスリーブに腐食が生じ健全性が損なわれる懸念がある。原子力プラントにおいては高経年化に対応した長期保守管理項目にメカニカルアンカの全面腐食が挙げられており、定期的な目視点検、サンプリング調査により適切に維持されることが示されている[1]。しかしながら、目視点検では打設部の腐食、コンクリート基部損傷等の発見が困難な場合も考えられるため、目視点検が困難な部位の劣化検出にも適用可能な、メカニカルアンカ健全性を簡便且つ非破壊的に評価する手法が望まれる。

筆者らは AE(acoustic emission)センサを用いた打音検査システムを開発し、メカニカルアンカに生じる種々の施工不良、経年劣化（締付トルク低下、ボルト部き裂等）に対する検出性を確認してきた。本報では拡張部の腐食、コンクリート基部損傷に対する検出性を実験的に検証した結果を報告する。

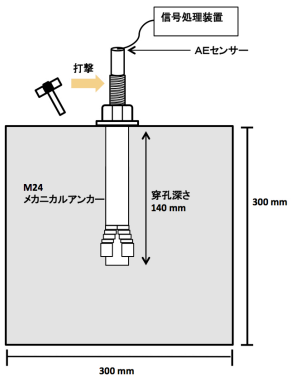


図 1 検出性評価試験の概要

2. アプローチの概要　試験概要を図 1 に示す。試験体の固有振動等に起因するピーク周波数を評価指標に用いる。検証には M24 メカニカルアンカをコンクリートブロックに打設した試験体を用いた。劣化模擬試験体として、拡張部腐食をスリーブ部の機械研削により模擬した試験体、及びボルト部に最大引張荷重を超える引抜荷重を与えてコンクリート基部に損傷を与えた試験体（図 2）をそれぞれ作製した。

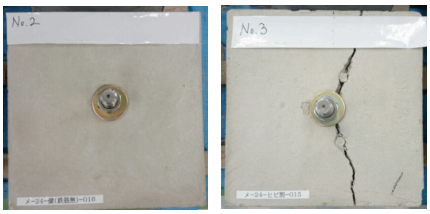


図 2 試験体外観
（左:健全、右:コンクリート基部損傷）

3. 結果　結果を図 3 に示す。拡張部腐食模擬試験体、コンクリート基部損傷試験体のいずれにおいても、評価ピーク周波数が健全試験体と比較して低周波側にシフトした。この結果は、メカニカルアンカの経年劣化を固有周波数変化により検出する可能性を示しており、今後健全性評価のための診断基準を検討していく。開発した検査システムは、短時間に多数の検査対象について種々の経年劣化、施工不良の有無を検出する「スクリーニング検査」への適用を目指す。

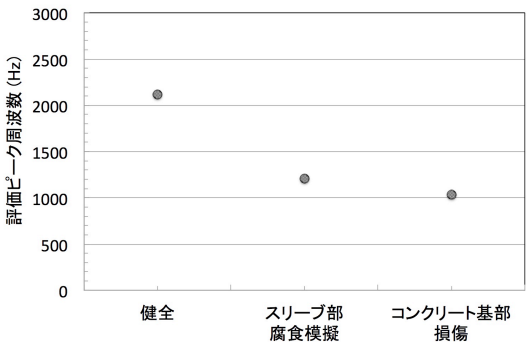


図 3 M24 メカニカルアンカに対する評価結果

参考文献

[1] “美浜発電所 3 号炉　高経年化技術評価書”，関西電力株式会社(2006)　他.

* Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Yoshihiro Isobe [1], Yasufumi Ukai[2]

[1] Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]Atree ,Inc.

鋼棒、鋼管の非破壊検査技術開発２

Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 2

*松永 嵩[1]，小川 良太[1]，匂坂 充行[1]，鵜飼 康史[2]，礒部 仁博[1]

[1]原子燃料工業株式会社，[2]株式会社アトリー

原子力発電所に設置されている基礎ボルトや配管に対し、簡便に健全性を評価するシステムの開発を目的として、AE(acoustic emission)センサを用いた打音検査システムを開発した。本報では、開発した打音検査システムの性能評価例として、配管の内面腐食の検出性を評価するため、鋼管の内面を機械加工により減肉させ、模擬腐食劣化試験体を作製し、評価試験を実施した結果を報告する。

キーワード：打音法、非破壊検査、ＡＥセンサ、鋼棒、鋼管、スクリーニング検査

1. 緒言

原子力発電所では、多数の基礎ボルトや配管が用いられている。これらの基礎ボルトや配管などの鋼棒、鋼管は、周辺環境（設置場所や内部流体、機械振動など）により経年劣化（腐食、摩耗、き裂など）が発生する可能性が潜在している。そこで、本研究では、多数の検査対象に対し、健全性を簡易的に評価するスクリーニング検査技術の実用を目的として、短時間で実施でき、客観性、記録性のある検査手法としてAE(acoustic emission)センサを用いた鋼棒、鋼管健全性評価技術を開発している。

本報では、鋼管の内面を機械加工により減肉させ、模擬腐食劣化試験体を作製し、本検査システムを用いた試験を実施することで、鋼管の内面腐食の検出性について検討した。

2. 試験内容

内面に減肉を付与する試験体は、外径φ140 ㎜（125A）長さ 1000 ㎜の鋼管を用いた（図 1）。鋼管の内面を機械加工により減肉させ、模擬腐食劣化試験体を作製し、本検査システムを用いた試験を実施した。

3. 結果・考察

検出性試験を実施し、得られた結果を図 2 に示す。機械加工によって鋼管内面に減肉を模擬した試験体は、健全な状態と比較し、ピーク周波数が低周波側にシフトする結果が得られるため、ピーク周波数を指標とすることで、鋼管の内面腐食を評価しうる可能性を見出した。

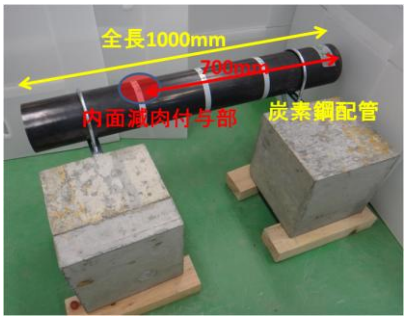


図 1　試験体の外観

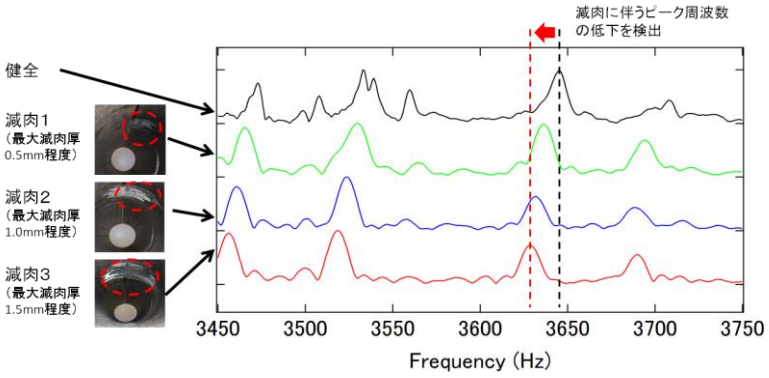


図 2　内面減肉に伴うピーク周波数の変化

* Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe [1]

[1] Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2] Atree, Inc.

低周波磁場計測による炭素鋼配管の減肉モニタリング手法の開発

Development of monitoring method for wall thinning in carbon steel pipes with low frequency magnetic field measurement

*田島　直樹[1]，遊佐　訓孝[1]，橋爪　秀利[1]
[1]東北大学

炭素鋼配管内壁面に生じた減肉進展を低周波磁場計測に基づきモニタリングすることの可能性の評価のため、励磁コイルと磁気センサアレイを用いて、配管減肉を模擬した平板試験体の探傷試験を実施した。複雑形状の模擬減肉に対する減肉信号の特徴を評価し、減肉モニタリング実現への指針を得た。

キーワード：配管減肉、電磁非破壊検査、極低周波、炭素鋼

1. 背景および目的

配管の減肉管理はプラントの健全性維持に重要な役割を担っているが、特に配管外表面に防護材が存在する場合など、従来の超音波肉厚計を用いた定期点検による減肉管理は経済的に好ましいことではない。より効率的な技術として、配管外表面にセンサを取り付けることでの減肉モニタリングが考えられる。先行研究[1][2]により、低周波励磁および適当なプローブ配置を行うことで磁性平板のプローブ設置面と逆側に設けた矩形断面溝の検出性が明らかにされており、よって配管外壁面に励磁コイルと検出センサからなるプローブを設置することで、磁性配管内壁面に発生した減肉のモニタリングが可能となることが期待される。本研究では実機に発生する減肉は複雑な形状を有することを鑑み、低周波磁場計測に基づく配管減肉モニタリングの実機適用性評価のため、複雑形状の模擬減肉、具体的には減肉面に現れる鱗片模様を模擬した矩形断面溝および半楕円断面溝を有する減肉模擬炭素鋼平板を用いた数値解析及び探傷試験を行う。

2. 数値解析

3 次元有限要素法による直流電磁場分布解析を Comsol Multiphysics 5.2 を用いて、図 1 の解析体系で実施した。結果を図 2 に示す。いずれの減肉も減肉進展の程度、すなわちプローブ設置面と減肉最深部との距離が一定であるにも関わらず、探傷信号の最大値が異なることが明らかとなった。詳細は講演にて述べる。

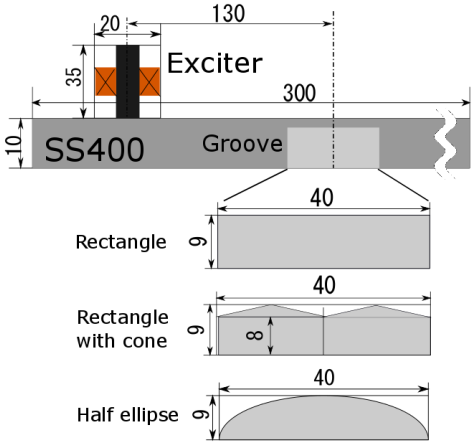


図 1　数値解析体系(unit :mm)

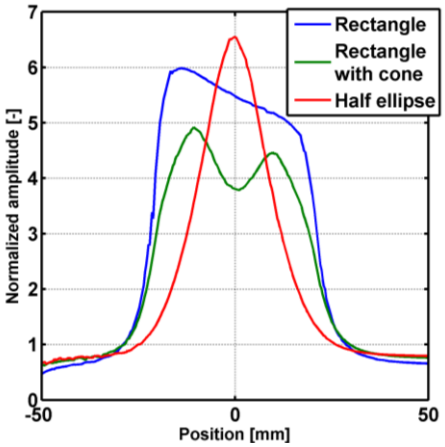


図 2　模擬減肉近傍での磁場分布

参考文献

[1] Jing Wang et al., Mater. Trans., 54, 90-95 (2013)

[2] Naoki Tajima et al., The 20th International Workshop on Electromagnetic Nondestructive Evaluation, (2015)

---

*Naoki Tajima[1], Noritaka Yusa[1] and Hidetoshi Hashizume[1]

[1]Tohoku Univ.

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

[3D08-09] Thermal fatigue of piping, Inspection of bolts

Chair: Isobe Yoshihiro (NFI)

Mon. Mar 28, 2016 11:25 AM - 12:00 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[3D08] Study on Thermal Stress and Multi-dimensional Temperature Distribution Caused by Thermal Stratification Oscillation at Elbow Pipe

＊Hiroshi Kuribayashi[1], Kouji Hisanaga[1], Masaaki Suzuki[1], Takuya Sato[1], Naoto Kasahara[1]
（1.Tokyo Univ.）

11:25 AM - 11:40 AM

[3D09] Evaluation of Bolt Tightening Torque on the basis of Low-frequency Vibration Signals

＊Noritaka Yusa[1], Sakuo Sawada[2] （1.Tohoku University, 2.Sawada Technical Service Co., Ltd.）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

エルボ配管における熱成層界面ゆらぎに起因する熱応力と多次元温度分布に関する研究

Study on Thermal Stress and Multi-dimensional Temperature Distribution Caused by Thermal Stratification Oscillation at Elbow Pipe

*栗林　大[1]，久永　晃司[1]，鈴木　正昭[1]，佐藤　拓哉[1]，笠原　直人[1]
[1]東京大学

熱成層界面ゆらぎによってエルボ配管に発生する繰り返し熱応力に対する健全性評価法が求められている。本研究では、多次元温度分布に起因する直管とエルボ部における熱応力発生メカニズムを調べた。

キーワード：熱応力，多次元温度分布，熱成層界面ゆらぎ，エルボ配管

1. 緒言

原子力プラント配管における熱疲労破損の原因として、主管を流れる高温流体が閉塞分岐管内に侵入し、滞留した低温流体と成層化してゆらぐ熱成層界面ゆらぎがある。合理的な健全性評価のためには熱成層界面がエルボ部に存在する際の熱応力を予測する必要があるが、そのメカニズムは明らかでないため応力評価は行われていない[1]。本研究はエルボ配管における熱応力発生メカニズムを解明するため、エルボ配管中の界面位置について二つの場合を考え(図 1)、鉛直管、水平管と各々比較することで、それぞれの発生熱応力の性質を明らかにすることを目的とする。

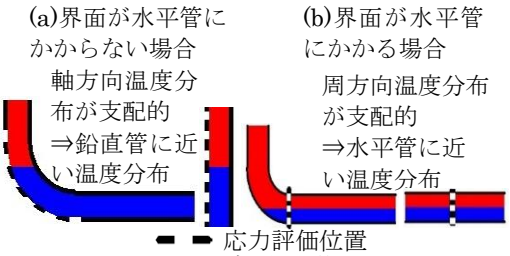


図 1 エルボの界面位置と鉛直管・水平管の界面位置関係

2. 熱応力解析

軸方向に温度分布がある鉛直管・エルボ部((図 1(a))の場合)(図 2)と、周方向に温度分布がある水平管・エルボ部(図 1(b))の場合) (図 3)に対し、図 1 のように高低温温度差 140 度の定常温度分布を与え熱応力解析を行った。エルボ配管の内径は 12.85mm、板厚は 8.7mm、鉛直管と水平管の内径 230mm、板厚 10mm である。また材料は SUS304 である。

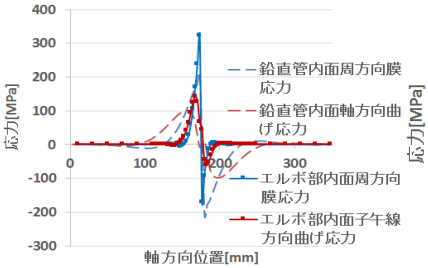


図 2　軸方向温度分布による熱応力の軸方向分布

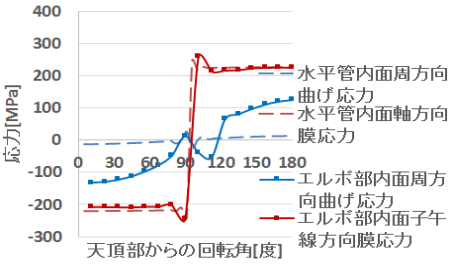


図 3　周方向温度分布による熱応力の周方向分布

3. 結論

鉛直管と水平管ともに最大応力は膜応力である。異なる温度で熱膨張した部材同士が幾何学的適合条件を満たすように接合するために発生する平均応力が膜応力だからである。最大応力の方向は異なり、鉛直管が周方向、水平管が軸方向である。界面が水平管にかからない場合は鉛直管とエルボ部((図 1(a))(図 2)、かかる場合は水平管とエルボ部(図 1(b))(図 3)はそれぞれ最大応力の分布形はよく似ている。しかし、鉛直管とエルボ部((図 1(a))ではエルボ部の方が最大応力が大きい。エルボ部において幾何学的適合条件を満たすように接合するためには周方向の拘束が大きくなるためと考えられる。

参考文献

[1]“配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針” JSME S017，日本機械学会, 2003.

*Hiroshi Kuribayashi[1], Kouji Hisanaga[1] , Masaaki Suzuki[1] , Takuya Satou[1] and Naoto Kasahara[1]
[1] The University of Tokyo

低周波振動に基づくボルト緩み検出技術の開発

Evaluation of Bolt Tightening Torque on the basis of Low-frequency Vibration Signals

*遊佐 訓孝[1]，沢田 作雄[2]
[1]東北大学，[2]沢田テクニカルサービス

低周波振動に基づくボルト緩みの評価技術について報告する。数 Hz 程度の低い周波数成分に着目することで、ボルト緩みを簡便かつ明瞭に検出することが可能であることを確認した。

キーワード：強制振動、振動応答、締付、加速度計、ボルト継手

1. 緒言

ボルトによる結合はプラント内の多くの箇所で用いられているが、ボルトの締め付けは使用時の微細な振動等により徐々に緩みが生じることがある。重要部位のボルトに対しては、通常定期的な打診検査により緩みが生じているか否かの評価が行われているが、打診検査は検査員の技能に依存する面が大であるため、より客観的な技術開発のための研究がこれまでに多く行われてきた。現状超音波伝播挙動に基づく手法は有効性が高いと考えられるものの、簡便性という観点からは超音波の適用は必ずしも好ましいとは言えない。より低周波である機械振動について検討を行った研究報告も少なからずあるが、低周波とはいえ数 kHz 以上の周波数を用いたものが大半[1]である。先行研究により、数 Hz 程度の低周波成分に着目することでボルトの締め付けが定格か否かを容易に判断することが可能となる可能性が示唆された[2]。しかしながら、当該研究ではボルトの加振の制御がなされていなかったために再現性に難があった。本稿においては、新たに加振用ジグを製作することで信号の再現性を高め、さらなる検討を行った結果を報告する。

2. 試験結果

試験の様子及び得られた試験結果を図 1、2 に示す。対象としたのは M20 のボルトであり、振動の測定には測定可能周波数帯が 0.5～10kHz である PCB Piezotronics 社製 608A11/030AC を用いた。加振はインパクトハンマーを用いているが、ハンマーの取り付け位置及び加振の強度はジグ及びジグに取り付けられたばね機構により一定としている。図 2 より、ボルト緩みの有無により振動の様子に明瞭な差異が生じていること、また約 2 秒間隔で行った 5 回の加振で、振動の様子は概ね一致していることを確認できる。

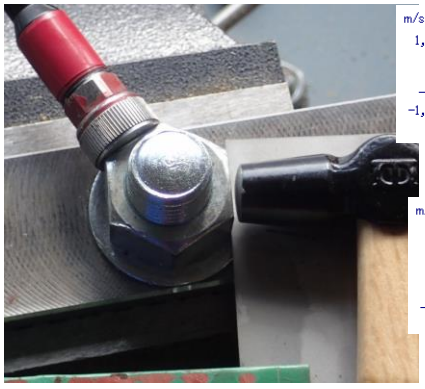
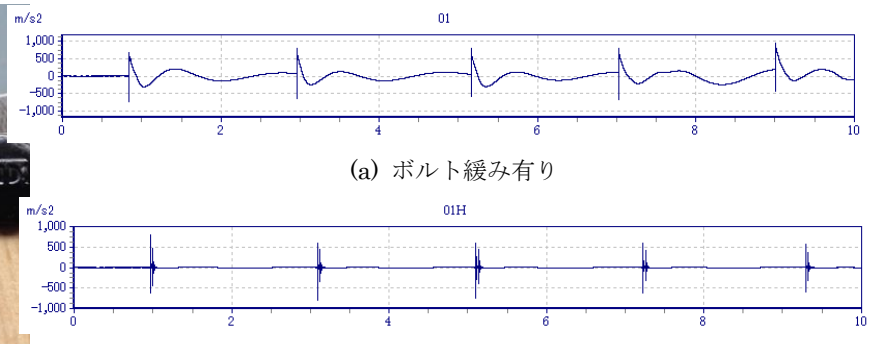


図 1 ボルト加振試験



(a) ボルト緩み有り

(b) ボルト緩み無し

図 2 測定信号

参考文献

[1] T. Wang et al., Smart Mater. Struc., 22(8), 087001 [2] N. Yusa, S. Sawada, Int. J. Appl. Electromag. Mech (to appear)

*Noritaka Yusa[1], Sakuo Sawada[2],
[1]Tohoku Univ., [2]Sawada Technical Service Co., Ltd.

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

[3E01-08] Relevant issues for Fukushima accident

Chair: Shin'ichi Toyama (WERC)

Mon. Mar 28, 2016 9:50 AM - 12:00 PM Room E (Lecture Rooms B B202)

[3E01] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor

＊Ikuo Wakaida[1], Hironori Ohba[1], Katsuaki Akaoka[1], Masaki Ohba[1], Alexandre Ruas[1], Morihisa Saeki[1], Masabumi Miyabe[1], Yuji Ikeda[2], tetsuo sakka[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Imagineering, Inc., 3.Kyoto Univ.)

9:50 AM - 10:05 AM

[3E02] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor

＊Hironori Ohba[1], Morihisa Saeki[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1.JAEA)

10:05 AM - 10:20 AM

[3E03] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor

＊Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka1[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1], Hironori Ohba[1], Ruas Alexandre[1] (1.JAEA)

10:20 AM - 10:35 AM

[3E04] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor

＊Alexandre Ruas[1], Hironori Ohba[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1.JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[3E05] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor

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

10:50 AM - 11:05 AM

[3E06] Fukushima Nuclear Accident Countermeasures- fuel debris collection iced method of construction

＊Haruo Morishige[1], Haruki Morishige [1], Yosuke Yamashiki[2] (1.Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2.Kyouto University)

11:05 AM - 11:20 AM

[3E07] A method for passive reduction in criticality of fuel debris dust

＊Hiroki Takezawa[1], Toru Obara[1] (1.Tokyo Institute of Technology)

11:20 AM - 11:35 AM

[3E08] Remote decontamination system for contaminated water tanks

＊Shoko Yashio[1], Kotaro Ohno[1], Kazuaki Yoshimoto[1], Ryo Matsuura[1], Kazuki Ide[1] (1.Obayashi corporation)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発
（1）レーザーを用いた迅速遠隔分析技術

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor

(1) Laser remote analysis under severe environment

*若井田 育夫[1], 大場 弘則[1], 赤岡 克昭[1], 大場 正規[1],
ルアス アレクサンドル[1], 佐伯 盛久[1], 宮部 昌文[1], 池田 裕二[2], 作花 哲夫[3]
[1]原子力機構, [2]イマジニアリング（株）, [3]京都大学

廃止措置に求められる基盤技術として、光ファイバを組み合わせたレーザー誘起ブレークダウン発光分光法（LIBS）による炉内デブリ・不明物等の元素その場遠隔・迅速分析手法や溶存元素の迅速分析手法の開発を実施している。また、文科省科学技術試験研究委託事業により、光ファイバ利用 LIBS 計測の高度化研究を開始した。

キーワード：福島第一原子力発電所、デブリ分析、廃止措置、レーザー誘起ブレークダウン分光、その場遠隔・迅速分析

１．はじめに

福島第一原子力発電所の廃止措置においては、損傷炉内外の高放射線、水中又は高湿度、狭隘という過酷な環境条件下で燃料デブリや不明物などを遠隔・その場で簡便に分析する手法の開発が求められている。高い放射線環境下では、IC を多用した精密電子機器は動作が困難であり、電気信号に代わって光信号を用いた観察プローブの開発が求められることから、LIBS を中心としたレーザーモニタリング分析手法の開発を実施している。ここでは、その一連の取り組みと、最近の成果について報告する。

２．研究開発の概要

２−１）光ファイバを活用した LIBS 計測プローブ

耐放射線性光ファイバを活用し、レーザー光及びプラズマ発光を同一のファイバに通す簡便な分析機構を構築した。線量率 10kGy/h、積算線量 数 MG y の環境に光ファイバを通し、水中ではガスバブルを利用することで LIBS 計測が可能であることを確認した。強い放射線によるプラズマ発光への影響についても調べている。廃炉作業では、炉内外の表面付着物（汚染）にも関心が高まっていることから、表面付着物試料による分析感度の簡易評価も試みた結果、100 μ Sv/h オーダーが検出できる可能性があることも示唆された。

２−２）マイクロ波支援 LIBS

核燃料物質を明確に分離検出するためには、波長分解能が 1/50,000 以上の高分解能分光器が必要となり、検出効率の低下が問題となる。そこで、レーザー入射に加えて外部エネルギーとしてマイクロ波を入射し、発光信号の増強特性を取得した。マイクロ波の遠隔伝送が可能な範囲で本手法の有効性が示された。

２−３）LIBS の溶液試料への直接適用

溶存液体試料への LIBS 法の直接適用は、感度、再現性の問題から活用が不十分であった。溶液試料を液体薄膜化して LIBS 計測に適用し、Zr 水溶液への計測を試みた。重元素でも成分検出の可能性が示唆されたことから、最適観測条件の探査と多数元素が混入した複雑系溶液へ適用を図っていく。

２−４）スペクトル解析技術

LIBS 分析では、得られたスペクトルから対象の組成を評価する手法の確立も重要である。各構成元素のスペクトルデータを取得するとともにこれを関数化し、これらの重ね合わせから混合物のスペクトル全体を推測評価して実験値と比較し、重ね合わせ係数から存在比を評価する手法を検討した。この手法では、元素固有のスペクトル評価を必要とせず、観測・評価者の個性も排除できることから、導入意義が高い。

２−５）文科省廃炉加速化プログラム「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法高度化研究」

光ファイバ LIBS でのレーザー照射エネルギーの拡大を図るため、ロングパルスレーザー（約 100ns）を活用し、発光強度の増大を狙う。外部エネルギーとしてマイクロ波を活用したプローブ設計を進めるとともに、バブルを利用した水中 LIBS プローブでは原理的に計測不可能な液体懸濁微粒子の分析の可能性について検討する。

本報告は、文部科学省原子力基礎基盤戦略研究廃炉加速化研究プログラムにより実施した平成 27 年度「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法高度化研究」の内容を含みます。

---

*Ikuo Wakaida[1], Hironori Ohba[1], Katsuaki Akaoka[1], Masaki Ohba[1], Alexandre Ruas[1], Morihisa Saeki[1], Masabumi Miyabe[1], Yuji Ikeda[2], and Tetsuo Sakka[3],
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Imagineering Inc., [3]Kyoto Univ.

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発
(2) 高線量率放射線環境下における LIBS 特性

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor
(2) Characteristics of LIBS emission from metal alloy under high radiation dose rates

*大場　弘則[1]，佐伯　盛久[1]，赤岡　克昭[1]，若井田　育夫[1]
[1]原子力機構

過酷事故炉内状況調査のために、レーザー誘起ブレークダウン分光 (LIBS)分析技術を開発し、LIBS プラズマが放射線環境下でどのような影響を受けるのかを調べた。

キーワード：廃止措置、迅速遠隔分析、レーザー、プラズマ、分光分析、高線量率放射線

1. 緒言　過酷事故炉においては溶融落下した燃料デブリが水中に沈んでいると予想され、その位置や成分等の情報が廃炉作業を進める上で不可欠である。我々はレーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）と光ファイバ伝送システムを組み合わせて、高放射線環境対応の可搬型ファイバ伝送 LIBS 装置を開発し、水没燃料デブリを模擬した試料でのその場分析を実証した[1]。今回は、LIBS プラズマ発光スペクトル出現特性の放射線照射の影響について調べたので報告する。

2. 実験方法　可搬型ファイバ伝送 LIBS 装置（波長: 1064nm, 繰返し数: 5Hz）[1]のプローブ部を ^{60}Co 放射線照射セル内に設置して、試料（Zr 合金【Zircaloy-2 相当】）の LIBS 発光を観測した。レーザー出力はプローブ出口で 5mJ から 15mJ の間で調整し、線量率は 0.2～12.1kGy/h の範囲とした。ファイバ光ケーブルは Fujikura 製（OH: 1000ppm）でコア径 1mm，長さ 30m である。発光スペクトルは、EMCCD 付エッシェル型分光器（Catalina Scientific Instrum.製 EMU-120/65）で測定し、線量率と発光強度の関係を調べた。

3. 結果および考察　Zr イオンの発光が観測された波長域におけるイオン(414~520nm)および中性原子(473~505nm)発光強度と試料へのレーザー入力依存性、線量率に対する出現特性を確認した。線源が存在しないとイオンおよび中性原子の発光強度は、Fig.1 に示すようにレーザー入力増加に従って指数関数的に高くなった。これに対して放射線照射環境下ではプラズマ発光量の減少、レーザー入力増加に伴うイオン発光強度の線形増加が観測された。中性原子の発光は飽和の傾向を示すか、ほとんど変化しないことが示された。Fig.2 は線量率 5kGy/h の例である。各線量率で同様の傾向を示し、また、発光強度は線量率に依存しない。さらに、線源が有る場合においては、発光強度およびスペクトル幅の線量率依存性の有意な違いは確認できなかった。以上のように、発光強度とレーザー入力との関係は線源の有無によって大きく異なることがわかった。今後は、放射線照射下での発光量減少の要因等を明らかにする。

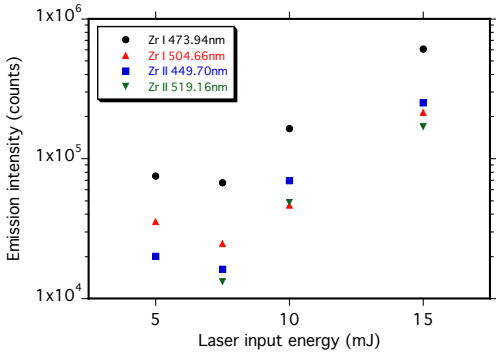


Fig.1. Relation between LIBS emission intensities of zirconium ions and atoms and laser input without gamma-ray irradiation.

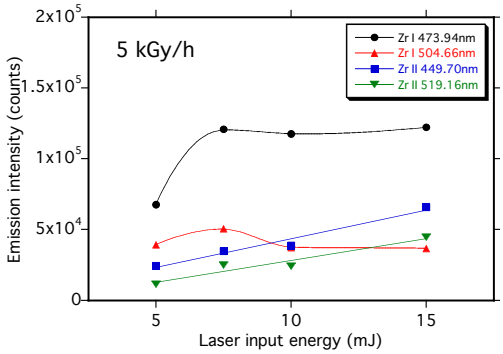


Fig.2. Relation between emission intensities of selected wavelength of zirconium and laser input during gamma-ray irradiation at the dose rate of 5.22 kGy/h.

参考文献　[1] M.Saeki *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. 51 (2014) 930.

*Hironori Ohba[1], Morihisa Saeki[1], Katsuaki Akaoka[1] and Ikuo Wakaida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発
（3）マイクロ波 LIBS の特性

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor
(3) Characteristics of microwave assisted LIBS

*大場　正規[1]，赤岡　克昭[1]，宮部　昌文[1]，若井田　育夫[1]，大場　弘則[1]，Alexandre Ruas[1]
[1]原子力機構

LIBS による核燃デブリ分析には高分解能分光が求められることから、プラズマ発光の高輝度化を目的として、マイクロ波を導入したレーザープラズマ発光特性を測定した。模擬試料として酸化 Gd を用い、レーザーパルスのみの場合と比較したところ、大気中での観測スペクトル強度として約 4 倍を得た。

キーワード：LIBS，マイクロ波

1. 緒言

現場での燃料デブリ分析法として、遠隔で測定できるファイバーLIBS（laser induced breakdown spectrometry）が期待されている。しかし、ファイバーに入力できるレーザーのパルスエネルギーは 10ns の Nd:YAG レーザーの場合 10mJ 程度で、含有率の低い元素に対しては感度に問題があると考えられる。マイクロ波 LIBS（MW LIBS）は、レーザープラズマをマイクロ波により再加熱し、発光時間を延ばすことができることから、プラズマ発光量の増大と検出感度の向上が期待できる。

2. 実験方法

レーザーには出力 5mJ の Nd:YAG レーザーの第 2 高調波を用い、プラズマへのマイクロ波の導入にはケーブル先端の正負間に約 0.5mm のギャップを設けた電極を用いた。マイクロ波の周波数は 2.45GHz、ピーク出力は 1500W で、パルス幅を 500μs とした。また、試験は大気中で行った。プラズマからの発光を、レーザービームの入射と同軸方向から光ファイバーに集光し、エッシェル型分光器により分光した。

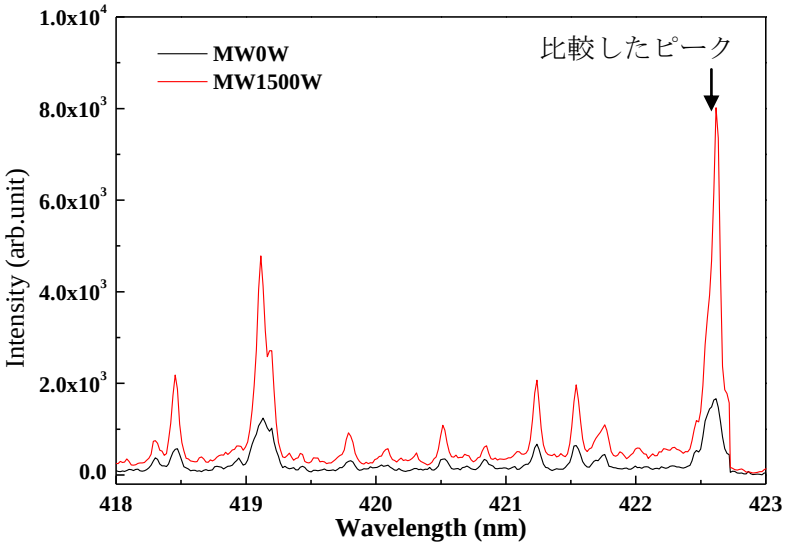


図 1　Gd2O3 の発光スペクトル

3. 結果

図 1 に測定した発光スペクトルを示す。422nm の中性原子のピークを用いて、マイクロ波を入れた場合とレーザーパルスのみの場合を比較した。レーザーパルスのみの場合の強度に対して、マイクロ波を導入した場合には約 4 倍の強度が得られ、マイクロ波によりプラズマの発光が増強されることが示された。

*Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] and Hironori Ohba[1]
[1]JAEA

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor
(4) Application of laser-induced breakdown spectroscopy to zirconium in aqueous solution

*Alexandre Ruas[1], Hironori Ohba[1], Katsuaki Akaoka[1] and Ikuo Wakaida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Abstract
This work deals with LIBS development, as a rapid, easy and remote analysis technique for monitoring the contaminated aqueous solutions in decommissioning of the Fukushima Daiichi nuclear power station (F1-NPS). A new setup using liquid jet was realized for element determination in aqueous solutions. Preliminary results on zirconium determination are shown. The system permits zirconium semi-quantitative determination down to reasonable concentrations (around 20 mg/L).

Keywords: LIBS, solution, zirconium, decommissioning

1. Introduction

The laser-induced breakdown spectroscopy (LIBS) is used for the real-time, in situ and remote elemental analysis without any pretreatment. These advantages are very interesting for the post-accident environment analysis inside F1-NPS and for monitoring the contaminated aqueous solutions in decommissioning process. But it is difficult to use LIBS with liquid samples because splashes and ripples that form on the liquid prevent efficient detection of plasma emission in the ablation. However, using liquid jets can cost-effectively counter balance this issue. In this context, the present study focuses on the zirconium determination in aqueous solutions, as a major element of the debris material.

2. Experimental setup

The liquid recirculation system consists of a reservoir, a pump, and a slit-type nozzle equipped with XYZ motion and a rotation stage. The liquid jet of the sample solution is formed by a trapezoidal-shaped grooved nozzle tip composed of stainless steel with a nozzle exit of 0.6 mm × 0.3 mm (Metaheuristic JAPAN, Type L), similar to a double-razor-blade nozzle. The pulsed Nd:YAG laser (fundamental) is focused on the thickest region of the liquid-sheet jet.

3. Results, discussion and conclusion

The LIBS experimental conditions were optimized, in particular the laser energy and the acquisition delay, to determine the most suited parameters for zirconium analysis in aqueous solution. A energy of 75 mJ/pulse, a gate delay value of 15 μs, a gate width of 20 μs and an acquisition focused on the 475 nm region seems appropriate for observing efficiently ZrI emission high intensity transitions. Despite zirconium very high ionization potential and the difficulties of conducting LIBS analysis on solutions, the liquid sheet system permits its semi-quantitative determination down to reasonable concentrations (around 20 mg/L).

References

[1] H. Ohba, M. Saeki, I. Wakaida, R. Tanabe, Y. Ito, “Effect of liquid-sheet thickness on detection sensitivity for laser-induced breakdown spectroscopy of aqueous solution”. Opt. Express. 2014. 22: 24478-24490.

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発
(5) 最小二乗法を用いたスペクトル解析技術

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor

(5) Analysis of spectra using the least-square method

*赤岡 克昭，大場 正規，宮部 昌文，若井田 育夫

日本原子力研究開発機構

レーザーブレークダウン発光分光法（LIBS）で取得したスペクトル解析法として、スペクトルを固有スペクトルの線形和で最小二乗近似する手法を導入し、その線形係数から組成成分の定量化を試みた。その結果、個別のスペクトル解析を要することなく、得られた線形係数から直線性の高い検量線が得られること、未知濃度のスペクトル推定も可能であることを明らかにした。

キーワード：レーザーブレークダウン発光分光、最小二乗法、LIBS、燃料デブリ、ウラン、プルトニウム

1. 緒言

レーザーブレークダウン発光分光による定量分析では、スペクトルの同定や解析に多くの労力を要する。更に、過酷事故炉で発生した燃料デブリ等の分析では核燃料物質や核分裂生成物の他に、鉄やジルコニウム等の構造材が含まれることから、より複雑な解析が求められる。そこで、専門性の高いスペクトルの同定や解析を要しない手法として「最小二乗法を用いたスペクトル解析法」を導入し、解析を試みた。

2. 解析方法

測定されたスペクトルの強度 I を波長λの関数として考え、混合物の測定スペクトルの強度を I(λ)、元素 m の測定スペクトルの強度を i (m, λ)とする時、測定スペクトルの強度はこれらの元素スペクトルの線形の重ねあわせと仮定すれば、I(λ)は、その線形係数 a(m)と b(m)とすると以下のように表される。

$$I(\lambda)=\sum_m (a(m)\cdot i(m,\lambda)+b(m))$$

この線形連立方程式を最小二乗法により解くことにより、混合物のスペクトルを再現する線形係数を得ることができる。更に、この線形係数の比から検量線を作成することが可能である。

3. 結果

Pu と U の混合物に対して上の「最小二乗法によるスペクトル解析」を適用した結果、Fig.1 に示すように再現されたスペクトルは測定スペクトルと良く一致することが判った。また、Fig.2 に示す線形係数の比から得た検量線は R^2 が 0.999 以上の非常に良い直線性を示した。以上のことから「最小二乗法を用いたスペクトル解析法」は LIBS による定量分析を簡便化できる可能性があることが判った。

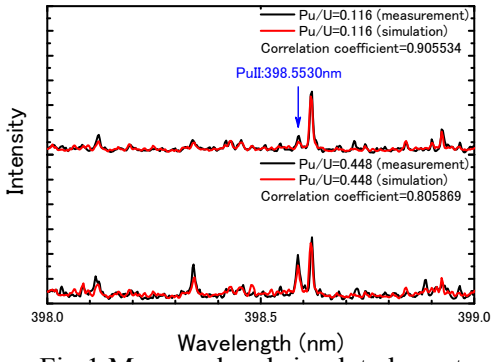


Fig.1 Measured and simulated spectra.

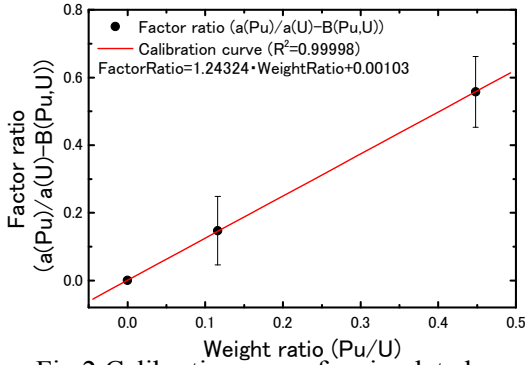


Fig.2 Calibration curve for simulated spectra.

*Katsuaki Akaoka, Masaki Ohba, Masabumi Miyabe, and Ikuo Wakaida

Japan Atomic Energy Agency.

福島事故対策・燃料デブリアイス回収工法

Fukushima Nuclear Accident Countermeasures ・ Fuel debris ice retrieval

*森重晴雄[1]，森重晴貴[1]，山敷庸亮[2]
[1]福島事故対策検討会，[2]京都大学

本研究では、汚染水及び放射性ダストの放出を抑え、燃料デブリを短期間で安定して取り除き、かつ廃炉作業中の被曝量を少なく抑えることのできる＜燃料デブリアイス回収工法＞の提案と、原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)が挙げた技術要件を基に本工法の成立性の検証を行う。

キーワード：福島事故対策、燃料デブリ燃料デブリ回収、格納容器の気密確保、アイス、真空

1. 緒言

燃料デブリを早期に安全に回収する為に、信頼性の高い既存技術を集大成した実現可能な工法の検討が必要である。東電は燃料デブリを水冷から建屋外の外気による空冷に切り替える工法を検討している[2]。また国内で高線量の機器を回収した大規模な例は原子炉の炉心を交換した工事(CIR)[3]がある。本研究においては、技術要件（表 1）を克服すべく東電案の空冷と CIR を強化した「燃料デブリアイス回収工法」を提案する。まず-30℃に冷却した空気を、PCV と RPV に循環させ、各容器のキレツを氷で塞ぎ、氷と水の中に燃料デブリを封じ込める(図 1)。次に燃料デブリの上にある PCV 蓋や RPV 蓋などの機器を CIR と同様な工法で回収する。その後、燃料デブリをプラズマや高温蒸気を用いて粉砕し、保管容器に圧送する。

2. 燃料デブリアイス回収工法（大会にて詳細説明）

①零下に冷却した PCV 内を負圧にし、キレツから外部の空気を引き込み、その空気に含まれる水蒸気をキレツ部に結露凍結させ、PCV を気密にする。（図 2）

②現在、約 100KW[2]を発熱している燃料デブリは水冷されている。建屋からの入熱を考慮し - 30℃の空気を PCV に約 220KW 以上循環すれば RPV 底部のキレツとペデスタル入り口を凍結封鎖でき、RPV とペデスタル内に水を貯えられ汚染水は流出しない。燃料デブリは直接には水冷される。その水は周囲から空冷によって冷却される。同時に遮蔽でき作業者の被ばく低減と回収作業のＴＶ監視が行える。（図 1）

③PCV 上蓋、RPV 上蓋などの機器は CIR[3]と同様に回収物に保管容器を被せその中で切り出し霜被膜しダスト飛散を防止しながら撤去する。

④回収装置を燃料デブリに氷結させプラズマや高温蒸気で燃料デブリを粉砕し、その微粉を保管容器に圧送しダストは He クライオポンプ（4K,10^{-7}Pa）の低温真空中で液化または固化する。

⑤地震対策として荷重を通常定検時以内とし、RPV 内のみ水を張り機材をできるだけ軽量化し上部から順に撤去し基礎部の負担を軽減させる。

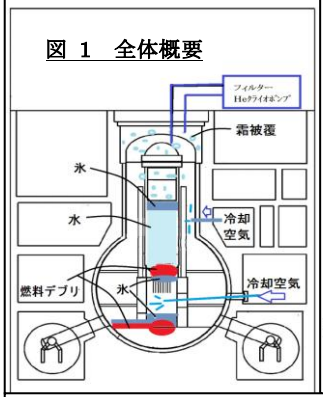


図 1　全体概要

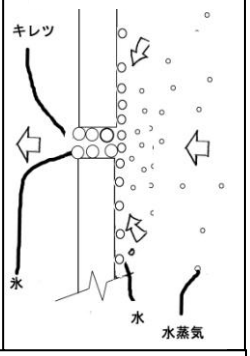


図 2 キレツ閉鎖

表-1　燃料デブリ回収の課題

技術要件	対　策
1.PCV・建屋の構造健全性の確保	RPV 内だけに水を張り通常定検の荷重以下とする
2.臨界対策	ほう酸水注入
3.冷却機能の維持	水冷から空冷に変更
4.閉じ込め機能の構築	PCV,RPV のキレツにアイスプラグ。超高真空排気
5.作業時の被ばく低減	RPV 内に５m 高まで注水 10^{-10} 減衰。作業時間短縮
6.機器装置の開発	既存装置を改良。大きな開発要素はない
7.アクセスルートの構築	運転床からアクセス サイドクレーンから荷捌
8.系統設備、作業エリアの構築	既存設備有効活用.機材を緻密にし、エリア有効活用
9.労働安全の確保	工事を単純化、遠隔化 放射性ダストの完全排除

3. 結論

NDF が挙げた技術要件[1]に対して表-1 に示すように本工法は成立性を検証できた。低温脆性などの要素試験や冷却効果、真空排気などの実証試験と実機の工事計画を立てれば実機適用は可能である。

参考文献

[1] 「東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2015～2015 年中長期ロードマップの改訂に向けて～」平成 27 年 4 月 30 日原子力損害賠償・廃炉等支援機構　加藤和之、福田俊彦、山名元

[2] 「燃料デブリの空冷の実現可能性について」平成 25 年 11 月 28 日東京電力(株)経産省 HP より(H28. 2. 1 掲載確認)

[3] 「伊方発電所１号機及び２号機の原子炉容器内部構造物取替工事に被ばく低減対策について」
平成 22 年 9 月 21 日四国電力（株）　経産省 HP より(H28. 2. 1 掲載確認：森重晴雄の発明工法)

*Haruo Morishige[1], Haruki Morishige[1] and Yosuke Ymashiki[2]
[1] Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group,[2] Kyoto Univ

燃料デブリダストによる再臨界をパッシブに抑制する方法

A Method for Passive Reduction in Criticality of Fuel Debris Dust

*竹澤 宏樹[1]，小原 徹[1]

[1]東京工業大学 原子炉工学研究所

福島第一原発の燃料デブリを取り出す際は、デブリを掘削する可能性が高い。本研究では、デブリを水中でドリル掘削する場合を想定し、臨界計算によって中性子の増倍を最大化するデブリダスト分布を明らかにした。また、ダストガイドを用いて中性子増倍をパッシブかつ効果的に抑制する手法の有効性を確認した。

キーワード：燃料デブリ，燃料デブリ取出し，燃料デブリダスト，臨界安全

1. 背景・目的

福島第一原子力発電所の燃料デブリを取り出す際は、TMI-2 廃炉実績を考慮すると、燃料デブリの切削・掘削が不可欠である。また、切削・掘削手段としてドリル、レーザー・プラズマ破砕、AWJ などが検討されているが、検討されているどの手段を適用しても切削・掘削に伴うデブリダスト（切削・掘削片）の発生は不可避である。このため、燃料デブリを水中で切削・掘削する場合、デブリダストと水の混合条件によっては再臨界に至る可能性がある。従って、本研究の目的は、TMI-2 で実績のあるドリルを用いて球形の燃料デブリを水中で掘削する場合を想定し、中性子の増倍を最大化するデブリダスト分布と、パッシブに再臨界を抑制することを目的としたデブリダストガイドによる中性子増倍の抑制効果を明らかにすることである。

2. 方法

中性子輸送モンテカルロコード MVP2.0 と核データ JENDL-4.0 を用いて臨界解析を行った。デブリ球体の組成は UO_2（濃縮度 4.9wt%）、実効増倍率（k_{eff}）の初期値は 0.799（σ=0.012%）、掘削された全てのデブリが同一のダスト（半径 1mm）となることを仮定した。中性子増倍を最大化するデブリダスト分布の候補として、①掘削によってデブリ球体の鉛直上方（z 軸方向）に舞い上がったデブリダストが円柱状に分布した場合（図 1A）と、②舞い上がったデブリダストが重力で落下しデブリ球体を取り囲むように分布した場合を想定した。水中のデブリダスト体積割合は、ダストの浮遊空間体積を様々に変える（デブリ掘削量は固定）ことで変化させた。また、デブリダストのランダム分布は STG モデルを用いて模擬した。なお、デブリ条件には不確定性があるため、本研究では k_{eff} の絶対値ではなく初期値に対する変化率に着目した。

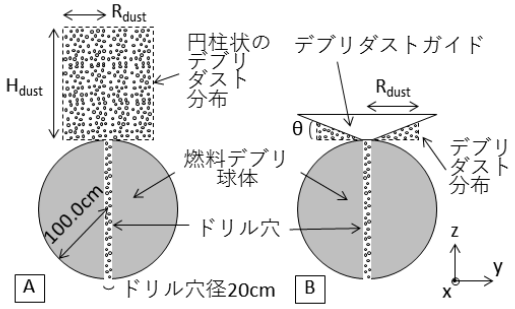


図 1：デブリダスト分布とダストガイド（yz 平面断面図）

3. 結果・考察

デブリダスト分布①の k_{eff} の最大増加率は 67.3% $\Delta k_p/k_{p,ini}$、分布②では 40% $\Delta k_p/k_{p,ini}$ となり、デブリ球体とデブリダスト間の中性子結合効果よりもデブリダスト単独による中性子増倍効果が支配的であること明らかにした。また、デブリダスト分布①を回避するため逆円錐台型デブリダストガイド（SUS304 製）をドリル穴の直上に設置した場合（図 1B）、k_{eff} の最大増加率は 37.1 $\Delta k_p/k_{p,ini}$（図 2）であり、分布①の中性子増倍を約 55%に抑制している。これは、デブリダストが扁平に分布し中性子漏洩が増えた効果であり、デブリダストガイドのような単純な構造物でもパッシブに中性子の増倍を抑制する効果があることを明らかにした。なお、本成果はドリル以外の切削・掘削手段であっても、デブリダストが水中に浮遊する限り適用することができる。

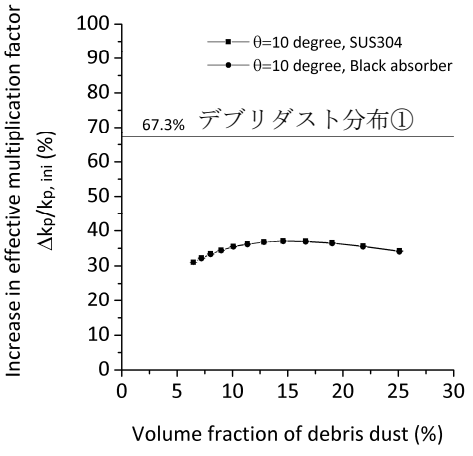


図 2：デブリダストガイドによる中性子増倍抑制効果

*Hiroki Takezawa[1] and Toru Obara[1]

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

汚染水貯蔵タンクの遠隔除染システム

Remote decontamination system for contaminated water tanks

*八塩 晶子[1]，大野 耕太郎[1]，吉本 和哲[1]，松浦 亮[1]，井出 一貴[1]
[1]株式会社大林組

平成 25 年度補正予算「汚染水処理対策技術検証事業」[1]に係る補助事業者として、東京電力（株）福島第一原子力発電所のボルト締め型汚染水貯蔵タンクの解体前における遠隔除染技術を開発し、実規模タンクを用いた実証試験を行い、本技術による除染性能と実用性を確認した。

キーワード：福島第一原子力発電所，汚染水，遠隔操作技術，除染

1. 緒言

本技術は人がタンク内に入らずに遠隔操作で除染作業を行うことを可能とする。液体廃棄物を発生させない「ドライアイスブラスト(DIB)」、「機械切削(WB)」、「ショットブラスト(SB)」の３つの除染技術をタンクの材質と構造に合わせて最適に組み合わせ、地表ヤードを占有せずにタンク上部に設置した作業用構台からタンクにアプローチする（図 1）。

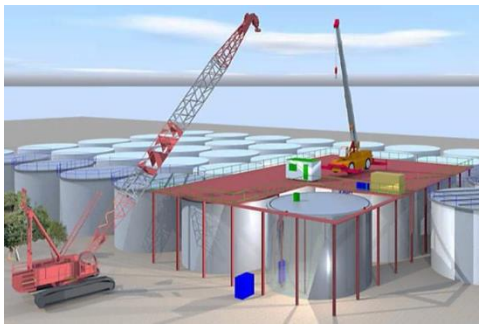
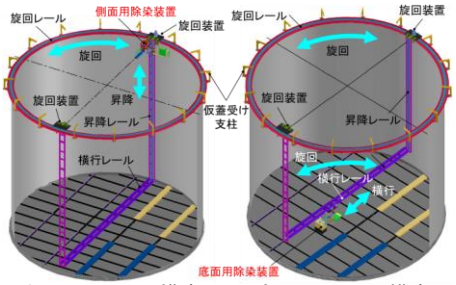


図 1 作業用構台からのアプローチ

2. 開発の概要

2-1. 遠隔除染システムの概要

タンク上部に旋回レールを設置し、これに２本の昇降レール、昇降レールの下部を連結する１本の横行レールを取り付ける。昇降レール、横行レールに DIB または SB のいずれかを配した除染ユニットを設置し、タンクを塞ぎ、除染ユニットを昇降、横行、旋回させながらタンク内面全体を除染する（図 2）。ブラストの噴出ノズルと回収口をフードで覆い、除去物や切削材を外に漏らしにくい構造となっている。WB は、ブラストの除染装置が届かないレール端部に取り付けて用いる。除染ユニット隣に取り付けた線量計測装置により事前に汚染状況を把握し、除染計画を最適化する。



側面用フレーム構造　　底面用フレーム構造

図 2 除染装置全体図

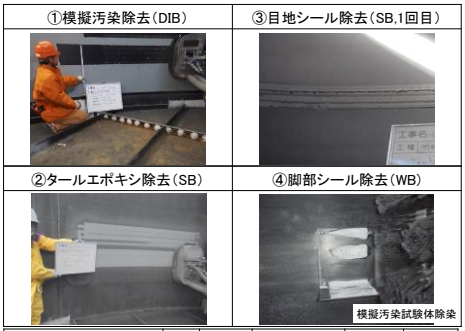
2-2. 除染性能試験

現地と同規模のタンクの内面に、同仕様の塗膜（タールエポ）、防水シート等を再現し、３つの除染技術を用いて側面、底面での除染性能を試験した。実際の汚染は Sr90 が主体であるが、本試験は実施場所の制約があり、物理的な切削量で評価した。側面での試験結果の例を表１に示す。DIB は付着した汚染に適用でき、塗膜やタンク継手の目地シール部に浸透した汚染は SB で除去できた。SB の切削材は 3 回程度の再利用が可能と考えられた。底面除染ユニットでタンク底面の残水も除去できることが分かった。

2-3. 除染時間の試算

現地への適用を想定して除染手順を検討し、所要時間を試算した。まず線量計測装置で汚染状況を確認し、目地等、高汚染の箇所を SB で除染後、DIB を内面全体に適用し、付着した汚染、粉塵等を除去する。各ブラスト装置の盛替時間も必要となるため、除染日数は１基あたり 22 日程度を要するが、隣接するタンクに順次盛替えて複数のタンクを同時施工することで、5.2 日に１基を除染完了する計画とすることができる。

表 1 実規模除染性能試験結果例



除去対象	除染技術	圧力	除染面とﾉｽﾞﾙの離隔距離	速度	除染幅
①ﾀｰﾙｴﾎﾟ+模擬汚染	DIB	0.7MPa	200mm	1.5m/分	70mm
②ﾀｰﾙｴﾎﾟ	SB	0.4MPa	200mm	3.0m/分	100mm
③ﾀｰﾙｴﾎﾟ+シール	SB	0.4MPa	200mm	0.6m/分	100mm
④脚部シール	WB	—MPa	—mm	3.0m/分	500mm

（DIB：ドライアイスブラスト、SB：ショットブラスト、WB：ワイヤーブラシ）

3. 結論

本技術の適用により、タンク解体の作業員の被ばく低減に貢献できる。課題としては、ブラストの切削材と除去物の回収率の向上、粉塵発生の更なる抑制が挙げられる。現地適用にあたっては、実際の汚染状況と目標とする線量低減率に合った除染技術を選択し、発生する廃棄物量等も勘案して計画する。

参考文献

[1] 原子力災害対策本部、“東京電力（株）福島第一原子力発電所における廃炉・汚染水問題に対する追加対策”、平成 25 年 12 月 20 日

*Shoko Yashio[1], Kotaro Ohno[1], Kazuaki Yoshimoto[1], Ryo Matsuura[1] and Kazuki Ide[1]
[1]Obayashi Corporation

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

[3E09-14] Dismantling and cutting technology

Chair: Ikuo Wakaida (JAEA)

Mon. Mar 28, 2016 2:45 PM - 4:20 PM Room E (Lecture Rooms B B202)

[3E09] Toshiba solutions for D&D applied to Zorita NPP decomissionning

＊Keita Takakura[1], Toshihiko Shinoda[1], Koji Hotta[1], Masamichi Obata[1], Yoshinori Taniguchi[2], Akira Okada[2] （1.Chemical System Design &Engineering Dept., Toshiba Corporation, 2.Westinghouse Electric Japan KK.）

2:45 PM - 3:00 PM

[3E10] In-situ dismantling of the liquid waste storage tank LV-1 in JRTF

＊Ryuji MIMURA[1], Yuta YOKOZUKA[1], Toshiki FUJIKURA[1], Koichi NEMOTO[1], Kunio SHIRAISHI[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:00 PM - 3:15 PM

[3E11] Laser Cutting of Thick Steel Plates with 30 kW Fiber Laser (IV)

＊Shin'ichi Toyama[1], Ryoya Ishigami[1], Eisuke Minehara[1], Ryuichiro Yamagishi[1] （1.WERC）

3:15 PM - 3:30 PM

[3E13] Development and demonstration of the axial cutting device for small diameter brass tubes

＊Eitoku NAKANISHI[1], Koji SUGIURA[1], Masashi TEZUKA[2], Yuya KODA[2], Ichiro YOSHINO[3], Shuichi HACHIKAWA[3] （1.MIE Univ., 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.NACHI-FUJIKOSHI Corp.）

3:30 PM - 3:45 PM

[3E14] Development and demonstration of the axial cutting device for small diameter brass tubes

＊Koji SUGIURA[1], Eitoku NAKANISHI[1], Masashi TEZUKA[2], Yuya KODA[2], Ichiro YOSHINO[3], Shuichi HACHIKAWA[3] （1.MIE Univ., 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.NACHI-FUJIKOSHI Corp.）

3:45 PM - 4:00 PM

[3E12] Development and demonstration of the axial cutting device for small diameter brass tubes

＊Masashi TEZUKA[1], Yuya KODA[1], Eitoku NAKANISHI[2], Koji SUGIHARA[2], Ichiro YOSHINO[3], Shuichi HACHIKAWA[3] （1.JAEA, 2.MIE Univ., 3.FUJIKOSHI）

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

スペイン・ゾリタ発電所廃止措置に適用した東芝グループの技術 －適用した技術と教訓－

Technologies Applied by of Toshiba Group for Jose Cabrera NPP Decommissioning
－Technologies and Lessons Learned -

*高倉恵太[1]，篠田敏彦[1]，小畑政道[1]，谷口良則[2]，岡田明[2]
[1]株式会社 東芝，[2]ウェスチングハウス・エレクトリック・ジャパン株式会社

東芝グループは、国外では軽水炉や研究施設、国内では研究炉の廃止措置工事を実施している。スペイン・ゾリタ発電所については、炉内構造物および原子炉容器の解体工事を計画段階から受注し、解体工事を２０１５年に成功裏に完遂した。本工事に適用した技術と今後に反映したい教訓を紹介する。

キーワード：廃止措置，軽水炉，解体技術，切断技術，廃棄物処理

1. 緒言

スペイン・ゾリタ発電所は２００６年の運転停止後、廃止措置を開始し、現在、原子炉本体の解体を終えて、２０１７年の廃止措置完了に向けて計画を進めている。東芝グループは、本発電所の廃止措置の計画策定にたずさわり、原子炉本体の解体を成功裏に計画通り完遂した。切断解体工事では、先行のＢＷＲ炉内構造物解体工事の方法と経験を適用して、廃棄体発生量を少なくするよう切断計画を立案し、工事を円滑に進めた。工事を進める中で、国内の軽水炉廃止措置にも有用と思われる教訓が得られた。

2. ゾリタ発電所廃止措置の経緯の概略

スペイン・ゾリタ発電所は、ウエスチングハウス社製ＰＷＲ（１ループ、１６０ＭＷｅ）である。２００６年に運転停止となり、２０１０年までに燃料の取り出しと乾式貯蔵を完了した。その後、計画策定・種々の調査を経て、原子炉の切断解体準備を行った。炉内構造物および原子炉容器の切断解体は、準備期間を含め２０１０年から開始し、２０１５年に完了した。炉内構造物のうち放射化レベルの高いものは使用済燃料キャスクと同等の容器に収納し、他の解体物はセメント固化し、エル・カブリル貯蔵施設に搬送した。この切断解体工事は、当初計画どおりに完遂した。

3. 実施事項と適用技術

3-1. 解体物の評価

炉内構造物と原子炉容器の放射化は３次元放射化解析で評価し、評価結果は炉内のガンマ線測定結果を用いて検証した。評価結果に基づき、切断解体計画を作成した。スペインの廃棄物処分基準に合わせて炉内構造物と原子炉容器の各部を区分し、最終的な廃棄体に区分の異なる廃棄物が混じらないような計画とした。

3-2. 炉内構造物、原子炉容器の切断解体

格納容器内を改造し、炉内構造物・原子炉容器のいずれも水中で切断する方法を採用した。北欧ＢＷＲ炉内構造物解体で部材に合わせた機材設計の経験や工事経験を活かし、切断速度に問題がなく、熱切断と比較し、切断工事中の水管理やダスト管理が容易な機械切断を採用した。切断線は、解体物の評価結果を反映して、スペインの廃棄物収納容器の寸法と収納可能な放射能量に合わせて、できるだけ廃棄体の数が少なくなるよう設計した。実際の工事では、ほぼ設計通りに切断できた。

3-3. 廃棄物処理

解体物のうち、スペインにおいて放射能レベルが最も高い区分の炉内構造物は、使用済燃料キャスクと同様の容器に収納してサイト内保管した。その他の廃棄物は、１．７ｍ角のバスケットに収納後、タービン建屋を改造して設置したセメント固化施設でコンクリート容器に収納、セメント固化した。その後、エル・カブリル貯蔵施設に搬送した。

3-4. 廃棄体の検認

廃棄体の検認は、切断片毎及びコンクリート容器への収納前のバスケットに対するガンマ線測定で行った。

4. 教訓

当該工事では、解体物の硬さの変化に応じた切断治具の交換、切断中の切断刃のスタック対応といった計画外の中断が生じたが、過去の経験からの事前準備等により、工程へのインパクトはなかった。当社グループは、これらの経験を国内の廃止措置に反映し、想定される事象にはあらかじめ準備していく。

5. まとめ

東芝グループは、国内外での廃止措置経験を積み重ねており、国内廃止措置にこれらの経験と技術を反映していく。

---

*Keita Takakura[1], Toshihiko Shinoda[1], Masamichi Obata[1], Yoshinori Taniguchi[2], Akira Okada[2]
[1]Toshiba Corporation, [2]Westinghouse Electric Japan Ltd.,

再処理特別研究棟廃液貯槽 LV-1 の原位置解体
(7)LV-1 の切断作業

In-situ dismantling of the liquid waste storage tank LV-1 in JRTF
(7) Cutting of LV-1 tank

*三村 竜二[1] 横塚 佑太[1] 藤倉 敏貴[1] 根本 浩一[1] 白石 邦生[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

再処理特別研究棟(JRTF)では、高線量エリアにおける設備、機器等の解体・除染技術の開発に資するために、廃液貯槽 LV-1 をコンクリートセル内で解体(原位置解体)している。本報告では、LV-1 内底部に残存していた高放射能の残渣を除去することにより線量率低減を図った貯槽の切断作業の概要について述べる。

キーワード：再処理特別研究棟，廃止措置，高線量エリア，廃液貯槽，コンクリートセル，原位置解体

１．緒言

JRTF では、α核種で汚染した廃液貯槽 LV-1 の原位置解体を実施している。解体作業の実施に当たり、LV-1 内底部に残存していた高い放射能濃度の残渣を除去した[1]。本報告では、残渣を除去することにより内部の空間線量当量率を低減した貯槽内に立ち入っての内部配管撤去及び貯槽本体の切断作業の概要について述べる。

２．廃液貯槽 LV-1

LV-1 は冷却水ジャケットを備えた二重構造の貯槽であり、重コンクリートセル内に設置されている。本貯槽は湿式再処理試験の共除染工程で発生した廃液(FP 含有廃液)を貯留していた。廃液残渣の除去前の LV-1 内部の線量率は最大で 3.0mSv/h であったが、残渣の除去及び貯槽底部の除染により、約 0.1mSv/h まで低減した。しかし、貯槽内部には複雑に配管が敷設されているため、残渣回収作業で回収しきれなかった残渣が配管に付着していた。LV-1 の肉厚は、上鏡部 8mm、胴部及び下鏡部 15mm の SUS 製であるため、切断作業には相応の作業期間を要すことが想定され、被ばく低減を考慮した作業計画の立案が必要であった。

３．切断作業計画

LV-1 は二重構造であることから、貯槽内面から切断し冷却水ジャケットを汚染拡大防止の障壁として利用する計画とした。LV-1 内部には残渣の付着した配管類が設置されていることから、貯槽の切断に先立って配管付着残渣の除去を行い、貯槽内部の線量率を低減した上で、配管類を撤去することとした。配管類の撤去後は、切断作業時の空気中放射能濃度の上昇を抑制するため、貯槽内面全体の遊離性汚染を除去し、その後、直接法による汚染検査を行い固着性汚染の有無を調査することとした。固着性汚染が残存していた場合、切断作業時の空気中放射能濃度の上昇が懸念されることから、必要に応じて汚染固定を実施することとした。これらの被ばく低減対策及び空気中放射能濃度の上昇抑制を図った上で切断作業を実施する計画とした。

４．作業の実施

LV-1 内部はα放射能濃度の高い残渣が配管や貯槽内面に付着していたことから、内部被ばく防止のためエアラインスーツを着用して作業を行った。配管の付着残渣は、濡れウエスを用いて手の届く範囲で拭き取りを行い、作業前には約 0.1mSv/h の線量率であったが、0.07mSv/h に低減した。線量率を低減した後、貯槽内部に貯槽内面上部にアクセスするための足場を設置し、内面全体の遊離性汚染の除去を行った。拭きとり除染により除去ができない固着性汚染については、ディスクペーパーを取り付けた研磨機を用いた機械的研磨を実施し、α核種で最大 60 Bq/cm² から 0.5 Bq/cm² まで除去することができた。固着性汚染は低減したが、切断作業時の空気中放射能濃度の上昇を抑制するため、貯槽内面の汚染固定を行った。

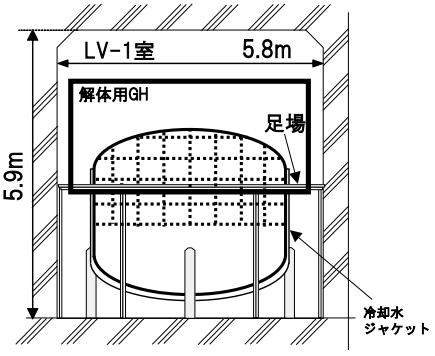


図１　LV-1 切断予定図（マーキング）

切断作業については、切断片の重量を作業者が一人で安全に取り扱える重量（約 15kg、約 30cm×40cm）となるように、図１に示すとおり切断位置をあらかじめマーキングして実施した。切断作業はチップソー等の機械的切断で実施し、切断作業時における空気中放射能濃度の推移を観察し、空気中放射能濃度の程度に応じて防護装備をエアラインスーツから全面マスク・タイベックスーツに切替え、作業者の負担軽減及び作業の効率化を図った。LV-1 切断作業の実施により、作業人工数（1321 人･日）、集団被ばく線量（3.2 人･mSv）、放射性廃棄物（解体廃棄物：約 4.0ton、付随廃棄物：約 2.2ton）のデータを取得した。

５．結言

付着残渣及び固着性汚染の除去並びに汚染固定を行うことにより、防護装備の軽減、被ばく線量を低減することが出来た。今後、残存している冷却水ジャケット、脚部等の撤去を進めるとともに、解体で収集したデータのとりまとめを行い、横置き貯槽類の作業データとの比較及び一括撤去工法と原位置解体の比較・分析を行っていく。

参考文献　[1] 中塩他:日本原子力学会 2014 年秋の大会予稿集 D17.

*Ryuji Mimura[1], Yuta Yokozuka[1], Toshiki Fujikura[1], Koichi Nemoto[1], Kunio Shiraishi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

30kW ファイバーレーザーを用いた厚板鋼材切断試験（Ⅳ）

A Laser Cutting of Thick Steel Plates with 30 kW Fiber Laser (IV)

*遠山伸一[1]，石神 龍哉[1]，峰原 英介[1]，山岸 隆一郎[1]

[1]若狭湾エネルギー研究センター，

The development of laser cutting of thick steel with miniaturized irradiation head mounted on the robot was carried out employing 30 kW fiber laser system, and characteristics of kerfs are summarized with its beam profile.

キーワード：レーザー切断，ファイバーレーザー，廃炉，ロボットアーム，小型化，ビームプロファイル

1. 緒言

福島原子力発電所の事故対応や高経年化が進む全国の原子力発電プラントの廃止措置については、圧力容器などの厚板大型構造物の切断解体技術が必要となる。近年の高出力化ファイバーレーザーの出現により、レーザー切断法は多くの利点を有し、大型構造物の切断方法として有力と考えられる。今回、ロボットに搭載した小型化加工用ヘッドを用いて厚板鋼材の気中切断試験を継続し、カーフの形状をまとめたので結果を報告する。

2. 試験結果

切断鋼材のカーフ幅は、図 1 ように上流下流ステンレス鋼では夫々5 ㎜、7 から 8 ㎜である。広い。今回の試料の切断では夫々下流で広がる傾向がある。カーフの深さについては下流で浅くなっている。切断遅れは下流のドロス付着の試料差があるが、今回主に切断したステンレス鋼では全体的な傾向では試料の厚みに従って浅くなり 300mm 厚で約 40%である。ステンレス鋼の場合を図 2 に示すように、切断遅れは切断試料の厚みによらず、中間部までは緩やかで下流終端部で顕著になる傾向がある。

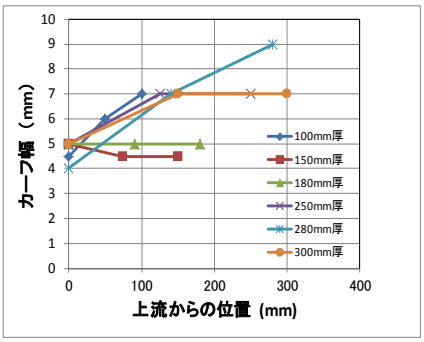


図 1　カーフ幅(ステンレス鋼)

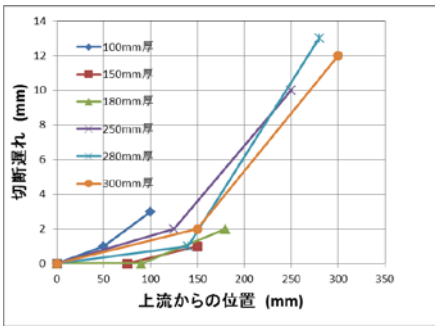


図 2　切断遅れ（ステンレス鋼）

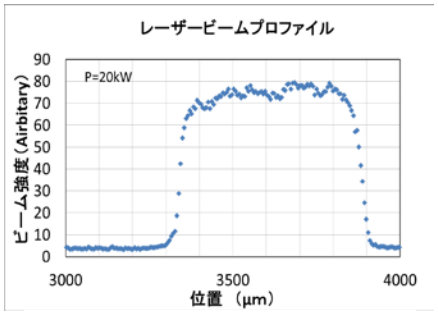


図 3　ビームプロファイル

これまでの試験でのパラメータは、ビームウェイスト半径は 0.291mm、発散角は（全角）で 65.1 mrad）であり、これは、ビームが 30cm ほどビームウェイストから離れると、ビーム包絡線計算から凡そ 2cm 程度の広がりが予想される。このビームの M^2 因子の値は、約 27.8 であり、レーザービームはビームウェイストでは図 3 のように扁平になっているが、ビームウェイストから離れるとガウス型ビームに近づく。よって、自由空間では包絡線方程式によるビームプロファイルになり、このビーム幅はカーフ幅比較すると小さくなっている。

*Shin'ichi Toyama[1], Ryoya Ishigami[1] Eisuke Minehara[1] Ryuichiro Yakagishi

[1]The Wakasa Wan Energy Research Center

小口径配管縦割り加工用装置の開発及び実証
(1) 手動装置による小口径かつ長尺な黄銅製配管の割断試験

Development and demonstration of the axial cutting device for small diameter brass tubes
(1) Splitting the long brass tube with small diameter by using the prototype device

*中西　栄徳[1]，杉浦　康二[1]，手塚　将志[2]，香田　有哉[2]，吉野　一郎[3]，八川　修一[3]
[1]三重大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]株式会社不二越

黄銅製の長尺小口径配管を対象とした切粉レスな縦割り加工を実現すべく，手動式の試作装置にて全長500mm, 外径 19mm, 肉厚 1.2mm の C6872 製配管が座屈せずに全長に亘り完全に割断される事を確認した.

キーワード：小口径配管，長尺配管，縦割り加工，黄銅

1. 緒言

現在，廃止措置が進んでいる「ふげん」において，復水器冷却管等をクリアランス対象物とするには，内壁の除染及び放射能濃度測定が出来るように長尺小口径配管を開放するための高効率な縦割り工法が必要になる. そこで, 本研究では軸方向完全割断工法確立のために試作した装置にて割断実験をおこなった.

2. 割断実験および考察

図 1 に試作した割断装置を示す．割断工具，ディフレクタ，座屈防止用移動式把持具および完全割断用チャックから構成される．手動式の油圧ポンプにてシリンダを駆動して割断工具を配管軸方向に押し込んで割断する機構である．なお，押し込み（割断）荷重は油圧ポンプに取り付けた圧力計から算出した.

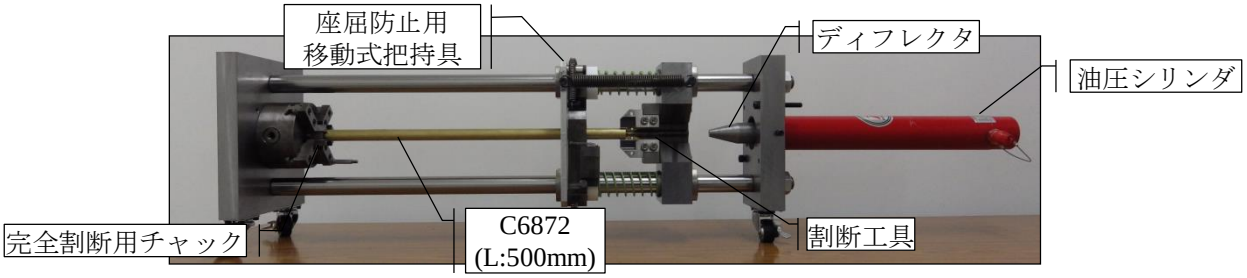


図 1　長尺小口径配管用手動式完全割断装置

図 2 に押し込み荷重の推移および割断後の配管及び残渣を示す. 割断初期では割断の進展とともに押し込み荷重が増加し，中期では約 9kN 程度でほぼ一定となる．終了間際には帯状の残渣が長くなり排出され難くなるために荷重が不安定に推移したが 12kN を超える事は無かった．ディフレクタで押し広げながら割断するために若干変形するものの配管が完全に割断される事を確認した.

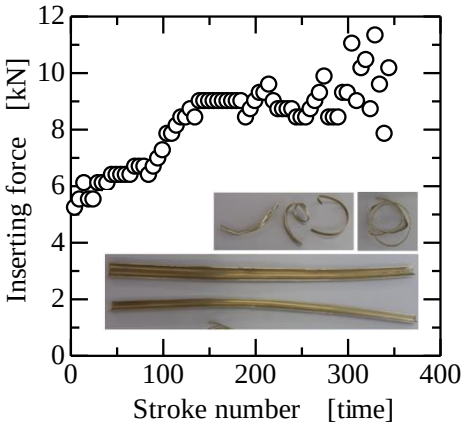


図 2　荷重推移および割断後の配管

3. 結論

手動式試作装置を用いて，長さ 500mm, 外径 19mm, 肉厚 1.2mm の C6872 製配管の軸方向完全縦割り加工を実現した.

*Eitoku NAKANISHI[1], Koji SUGIURA[1], Masashi TEZUKA[2], Yuya KODA[2], Ichiro YOSHINO[3] and Shuichi HACHIKAWA[3]
[1]Mie Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]NACHI-FUJIKOSHI Corp.

小口径配管縦割り加工用装置の開発及び実証
(2) 小口径黄銅製配管の基礎的な割断試験

Development and demonstration of the axial cutting device for small diameter brass tubes
(2) Splitting test of the brass tubes with small diameter

*杉浦 康二[1]，中西 栄徳[1]，手塚 将志[2]，香田 有哉[2]，吉野 一郎[3]，八川 修一[3]
[1]三重大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]株式会社不二越

小口径黄銅製配管の縦割り加工時における割断速度選定のため，10～30mm/s の速度範囲で割断実験を行った．その結果，10～30mm/s の速度で外径 19mm の C6871 および C6872 製の円管が良好に割断された．

キーワード：小口径配管，割断速度，割断荷重，黄銅

1. 緒言

原子力施設で使用された小口径配管のクリアランス化に当たり，内壁の除染及び放射能濃度測定を行うための効率的な加工方法が要求されている．そこで本実験では，復水器冷却管に使用されている黄銅系（C6871,C6872）円管の割断装置製作のため，10～30mm/s の速度で割断試験を試みた．また，切り屑の排出方向の制御も合わせておこなった．

2. 割断実験および考察

図 1 に油圧式割断装置を示す．円管の寸法は原子力施設等で使用される復水器冷却管等を想定して，外径および肉厚がそれぞれ 19mm，1.2mm とした．手動式完全割断装置での把持具解放時の長さを基に，円管長さは 120mm として上端部から 80mm だけ割断した．速度は現状の人工数[1]を基に 10～30mm/s の範囲とした．なお，荷重はチャック下に設置したロードセルによって測定した．C6871 製円管の速度別切断荷重の推移の一例を図 2 に示す．割断が進展すると工具本体と円管との接触が増えるため荷重が増加した．また，80mm 切断時の最大荷重は速度が速い条件の方が低い値を示した．図 3 にジグの有無による切り屑の排出の違いを示す．排出される切り屑の出口近傍にテーパを付けたジグを取り付ける事により任意の方向に切り屑を排出できる事を確認した．

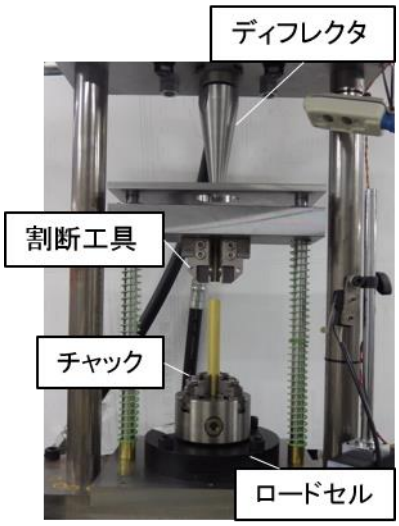


図 1　油圧式割断装置

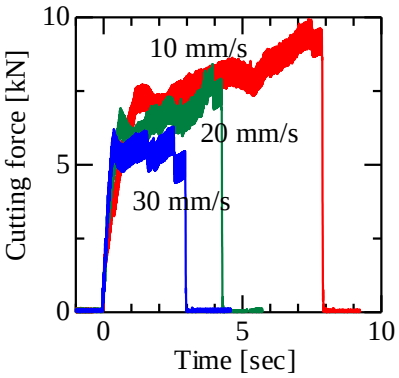


図 2　荷重推移(C6871)

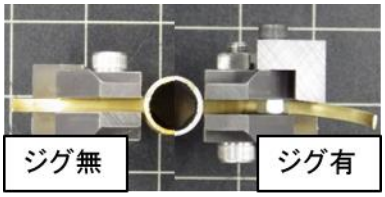


図 3　切り屑排出

3. 結論

試作した油圧式割断機を用いて，黄銅製円管が 10～30mm/s で良好に割断できる事が確認できた．さらに切り屑の排出方向の制御を可能にした．

参考文献

[1] 忽那 秀樹,他 第 30 回ふげん廃止措置技術専門委員会資料集 Japan Atomic Energy Agency,(2015)

*Koji SUGIURA[1] ,Eitoku NAKANISHI[1], Masashi TEZUKA[2], Yuya KODA[2], Ichiro YOSHINO[3] and Shuichi HACHIKAWA[3]
[1]Mie Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]NACHI-FUJIKOSHI Corp.

小口径配管縦割り加工用装置の開発及び実証
(3) 復水器冷却水配管を用いた切断実証試験

Development and demonstration of the axial cutting device for small diameter brass tubes
(3) Demonstration of axial cutting against the condenser cooling tubes

*手塚 将志[1]，香田 有哉[1]，中西 栄徳[2]，杉浦 康二[2]，吉野 一郎[3]，八川 修一[3]
[1]原子力機構，[2]三重大学，[3]不二越

小口径配管縦割りに係る基礎試験の成果等を反映し製作した加工用装置を用いて、模擬配管を用いた切断試験により縦割りが可能であることを確認するとともに、原子炉施設の廃止措置中である「ふげん」で解体撤去した復水器冷却水管の切断実証を行い適用性の見通しを得た。

キーワード：小口径配管、縦割り切断、黄銅

1. 緒言

現在、タービン設備等の解体撤去を進めている「ふげん」では、汚染レベルの低い解体撤去物に対してクリアランス制度を適用し、搬出及び再利用する計画としている。このうち、配管形状の対象物は、内面の除染及び放射能濃度測定のため、縦割りによる内面の開放を行うが、小口径配管については作業の効率性の観点から実施していない。このため、小口径配管の一例として、施設内に一時保管中の復水器冷却水管を対象に、油圧駆動で剪断方式を採用した縦割り加工装置（図 1）を製作し、適用性の確認を行った。

図 1. 縦割り加工用装置外観

2. 縦割り切断試験

実機切断実証に先立ち模擬配管（C2700、φ25mm、肉厚 1.0mm 等）を用いて縦割り試験を実施した。配管長さ 300mm、切断速度 30mm/sec で切断した際の切断荷重と切断刃位置の推移は、基礎試験と同様の挙動を示し、図 2 に示す通り最大でも 10kN 以下の荷重で、良好に縦割り可能であることを確認した。また、配管長は装置設計の 700mm まで、切断速度は 50mm/sec の条件まで問題なく縦割り可能であることを確認した。

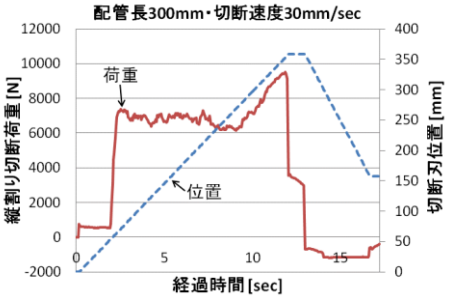


図 2. 荷重と切断刃位置の推移

これを受け、本装置を「ふげん」に搬入し、復水器冷却水管（C6871、φ25mm、肉厚 1.0mm）の切断実証を行った結果、まれに終端部で剪断されず材料が変形する場合もあったが、概ねカール状の切屑とともに配管が縦割りに開放されることを確認した。（図 3）

図 3. 切断後の配管及び切屑

3. 結論

模擬配管を用いた縦割り切断試験では、設計最大配管長である 700mm まで良好な縦割りが可能であることを確認するとともに、「ふげん」で使用していた復水器冷却水管でも縦割りが可能であることを確認した。ただし、終端部での剪断不良に対しては、切断刃形状の改造、切断条件の見直し等から必要な対策を講じた上で、今後、切断実証により実働工数や耐用性等の切断データを取得し装置性能を評価していく計画である。

*Masashi TEZUKA[1], Yuya KODA[1], Koji SUGIURA[2], Eitoku NAKANISHI[2], Ichiro YOSHINO[3], and Shuichi HACHIKAWA[3]
[1]JAEA, [2] Mie Univ., [3]NACHI-FUJIKOSHI Corp.

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

[3F01-06] radionuclide separation and recovery

Chair: Kitatsuji Yoshihiro (JAEA)

Mon. Mar 28, 2016 9:30 AM - 11:10 AM Room F (Lecture Rooms B B201)

[3F01] R&D of MA separation processes for P&T system using ADS

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

9:30 AM - 9:45 AM

[3F02] R&D of MA separation processes for P&T system using ADS

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

9:45 AM - 10:00 AM

[3F03] EXAFS analysis of europium in various absorbents

＊Haruaki Matsuura[1], Atsushi Nezu[2], Shimpei Ono[3], Tsuyoshi Arai[3], Sou Watanabe[4], Yuichi Sano[4], Masayuki Takeuchi[4] （1.Tokyo City University, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Shibaura Institute of Technology, 4.Japan Atomic Energy Agency）

10:00 AM - 10:15 AM

[3F04] Separation and recovery of soft metal ions by Copolymer Gel-Silica Composite with High TPEN Content for Gel-liquid Extraction Process

＊Takuya kawamura[1], Kenji Takeshita[1] （1.Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology）

10:15 AM - 10:30 AM

[3F05] Radiolysis of adsorbent for the extraction chromatography technology

＊Sou Watanabe[1], Yuichi Sano[1], Ryoya Ishigami[2] （1.JAEA, 2.WERC）

10:30 AM - 10:45 AM

[3F06] Research on solubility of plutonium silicate in nitric acid solution using lanthanides as surrogates for plutonium

＊Yusho Matsumoto[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Masafumi Tanigawa[2], Yoshiyuki Kato[2], Tsutomu Kurita[2] （1.Kyushu University Graduate School, 2.Japan Atomic Energy Agency）

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ADS による核変換サイクルの確立を目指した MA 分離プロセスの開発
(6)TDdDGA 抽出剤による MA･RE 一括回収プロセスの開発-プロセス条件の確定

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

(6) Development of MA recovery process with TDdDGA

*松村達郎、鈴木英哉、津幡靖宏、柴田光敦、黒澤達也、川崎倫弘、佐川浩

原子力機構

核変換専用サイクルを備えた分離変換技術の確立を目指し、高効率で経済的なマイナーアクチノイド(MA)分離・回収技術の開発を進めている。TDdDGA 抽出剤による MA と希土類元素(RE)を一括回収するプロセスの条件確定に関して報告する。

キーワード: MA･RE 一括回収、溶媒抽出、群分離、MA 分離、分離変換技術、マイナーアクチノイド、TDdDGA、

1. 緒言

加速器駆動システム(ADS)による核変換専用サイクルを有する分離変換技術の開発を目的として、高レベル放射性廃液(HLW)中から 3 価のマイナーアクチノイド(MA(III))を分離するための新規プロセスの開発を進めている。分離プロセスの最初の過程である HLW から MA を回収する MA･RE 一括回収プロセスでは、環境負荷低減の観点から高い除染係数を要求される。HLW は硝酸濃度が高く、非常に複雑な組成と高放射能濃度を有することから、高い分離性能を安定に発揮可能なプロセスの開発は大きな課題である。本研究では、TDdDGA 抽出剤と高級アルコールをドデカンに溶解した有機相によってプロセス中の沈殿発生を抑制しつつ Am を検出限界以下まで安定に除去可能なプロセス条件を確立したので報告する。

2. 実験

MA トレーサーを添加した模擬 HLW を Feed 液としてミキサセトラを用いた多段連続抽出試験を実施し、その分離性能を確認した。試験条件を図 1 に示す。水相は硝酸溶液中に 12 元素及び ^{241}Am、^{237}Np を加えた模擬 HLW とし、有機相には 0.1 M の TDdDGA および 20 vol%の 2-エチル-1-ヘキサノールを溶解した n-ドデカン溶液を用いた。試験時間は 10 時間とし、各段の水相と有機相の試料溶液を採取した。放射能濃度測定により ^{241}Am 及び ^{237}Np を、ICP-AES により他元素を定量した。

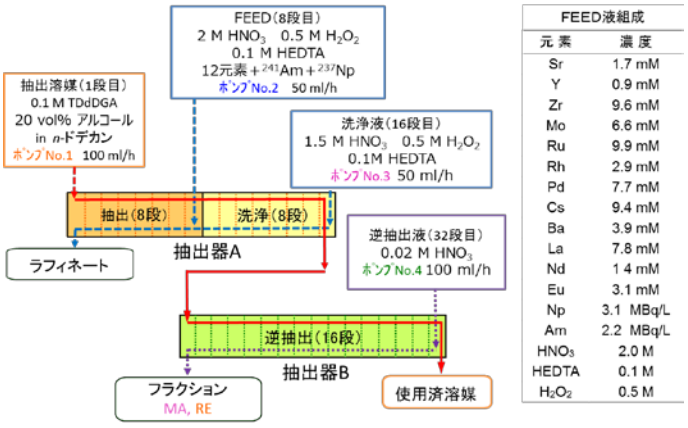


図1 ミキサセトラ抽出器による多段連続抽出試験フローシート

3. 結論・考察

Am は検出限界以下まで除染され、全量が製品フラクションに回収された。Np はほとんどがラフィネートに存在し、問題となっていた工程間への分散は解消された。RE は Am と同伴して製品フラクションに回収され、その他の FP 元素は全量がラフィネートに移行した。これらの結果より、MA･RE 一括回収プロセスとして十分な性能を発揮する条件を確立できたと考えられ、今後、実廃液試験によって実証する。

参考文献

[1] 松村ら,日本原子力学会「2014 年春の年会予稿集」,G20, [2] 松村ら,日本原子力学会「2014 年秋の大会予稿集」,D28, [3] 卜部ら,日本原子力学会「2015 年春の年会予稿集」,A33, [4] 鈴木ら,日本原子力学会「2015 年春の年会予稿集」,A34, [5] 鈴木ら,日本原子力学会「2015 年秋の大会予稿集」,J32

*Tatsuro Matsumura, Hideya Suzuki, Yasuhiro Tsubata, Mitsunobu Shibata, Tatsuya Kurosawa, Tomohiro Kawasaki, Hiroshi Sagawa
Japan Atomic Energy Agency

本報告は、文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 27 年度「加速器駆動未臨界システムによる核変換サイクルの工学的課題解決に向けた研究開発」の成果です。

ADSによる核変換サイクルの確立を目指したMA分離プロセスの開発
(7) MA分離のための新規抽出剤の検討

R&D of MA separation processes for P&T system using ADS
(7) Examination of Novel Extractants for MA separation

*鈴木英哉[1]，津幡靖宏[1]，柴田光敦[1]，黒澤達也[1]，川崎倫弘[1]，佐川　浩[1]，松村達郎[1]
[1]日本原子力研究開発機構

核変換専用サイクルを備えた分離・変換技術の確立を目指し、効率良くマイナーアクチノイド(MA)を分離・回収する技術を開発している。MA 間の相互分離のための新規抽出剤による試験結果について報告する。

キーワード：MA 分離、ADS、溶媒抽出、ソフトドナー抽出剤、ハードドナー抽出剤、マスキング剤

1. 緒言

高レベル放射性廃液(HLLW)中から、Am(III)および Cm(III)といった MA を分離し、加速器駆動システム(ADS)により短半減期核種に核変換する分離・変換技術の研究開発を進めている。MA を核変換するためには、HLLW 中から MA を分離(MA 分離)しなくてはならない。MA 分離後、さらに、長半減期の Am(III)と発熱性の Cm(III)とを相互分離(Am/Cm 分離)することが望ましい。しかし、これらは化学的性質が酷似しているため、Am/Cm 分離は極めて困難である。本研究では、窒素ドナーと酸素ドナーを有する多座配位の新規抽出剤であるアルキルジアミドアミン(ADAAM(EH))と、MA に対してマスキング効果の高い水溶性錯化剤のテトラエチルジグリコールアミド(TEDGA)を共に用い、Am/Cm 分離について検討した。

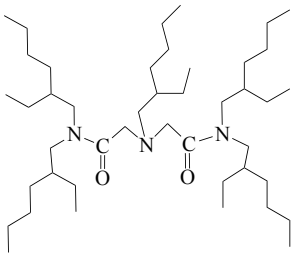


図1 アルキルジアミドアミン ADAAM(EH)の構造

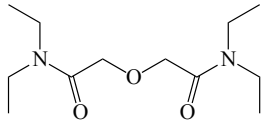


図2 テトラエチルジグリコールアミド TEDGA の構造

2. 実験

実験は、バッチ法によって実施した。水溶性錯化剤：TEDGA 、およびトレーサー量の ^{241}Am、^{244}Cm を含む硝酸と抽出剤：ADAAM(EH)を溶解した n-ドデカン溶液を等量（容積比）で混合し、振とう機を用いて 10 分間振とうすることで抽出平衡に到達させた後、5 分間の遠心分離(3000 rpm)により相分離した。水相および有機相の試料溶液の α 線を計測し、Am(III)、および Cm(III)の分配比を求めた。ADAAM(EH)、TEDGA の構造式をそれぞれ図 1、2 に示す。

3. 結果・考察

Am(III)、Cm(III)の分配比と TEDGA 濃度との関係を図 3 に示す。TEDGA 濃度の増加に伴い Am/Cm の分離係数($SF_{Am/Cm}$)が増加し、ADAAM(EH)単独での分離能($SF_{Am/Cm}$＝5.5)が約 7.5 倍に向上し、最大で $SF_{Am/Cm}$ ＝ 41 が得られた。この $SF_{Am/Cm}$ の大幅な増大は、ADAAM(EH)の抽出・分離能(Am＞Cm)と TEDGA のマスキング(Cm＞Am)の相乗効果によるものと考えられる。本方法による分離能の向上は、Am/Cm 分離プロセスの効率化への貢献が期待できる。

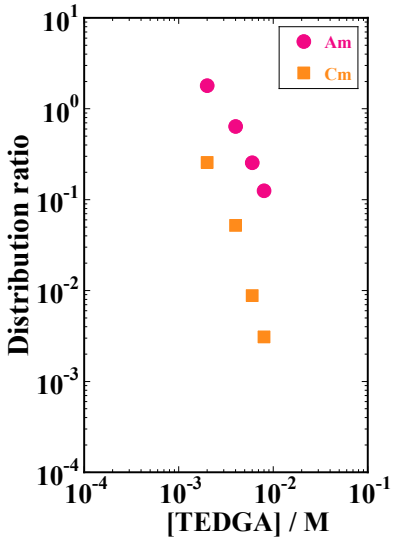


図 3　ADAAM(EH)抽出における TEDGA 濃度と Am(III), Cm(III)の分配比の関係
有機相: [ADAAM(EH)] = 0.75 M = 一定 / n-ドデカン
水　相: [TEDGA] = 20〜80 mM, [HNO_3] = 1.5 M = 一定

*Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki[1], Hiroshi Sagawa[1] and Tatsuro Matsumura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

MA 回収用吸着材に吸着されたユウロピウムの EXAFS 構造解析

EXAFS analysis of europium in various absorbents for MA recovery

*松浦 治明[1], 根津 篤[2], 大野 真平[3], 新井 剛[3], 渡部 創[4], 佐野 雄一[4], 竹内 正行[4]
[1]東京都市大学, [2]東京工業大学, [3]芝浦工業大学, [4]日本原子力研究開発機構

抽出クロマト法で用いられている CMPO－HDEHP 混合抽出剤の協同抽出効果に関して、その機構を微視的に解明するため、EXAFS を用い吸着材に吸着された希土類の局所構造解析を行った。CMPO に HDEHP を添加すると、希土類周りに一旦多くの酸素を配位し、その後減少に転ずることがわかった。

キーワード：抽出クロマト法、協同抽出、CMPO、HDEHP、、広域 X 線吸収微細構造

1. 緒言

高速炉の使用済み燃料再処理においては、環境への負荷低減のためにマイナーアクチニドを回収するプロセスが導入されることが望ましい。そのプロセスの有力な候補の一つとして、抽出クロマト法がある。その方法は、溶媒抽出のような高い分離効率とイオン交換のようなコンパクト性、連続性を兼ね備えているが、その分離機構は完全に理解されているとは言い難い。本発表では特に、CMPO-HDEHP 混合抽出剤が含浸された吸着材に注目し、ユウロピウムをマイナーアクチニドの模擬として使用し、吸着材に吸着されたユウロピウムの広域 X 線吸収微細構造法を用いた局所構造解析を行った。

2. 実験

測定に用いた試料は全て芝浦工業大学にて調製した。各種濃度比に混合された CMPO-HDEHP を、スチレンジビニルベンゼン共重合高分子により表面が覆われた多孔質シリカ SiO_2-P に担持させ吸着材とした。それを希土類の硝酸溶液と振り混ぜ、十分吸着平衡に達した試料について構造解析を行った

広域 X 線吸収微細構造実験は、そのエネルギー吸収端に応じて、高エネルギー加速器研究機構 PF または SPring-8 を使い分けた。試料を所定の容器に封入して、透過法により EXAFS スペクトルを得た。その EXAFS 振動を抽出しフーリエ変換した構造関数でフィッティングを行い構造パラメータを得た。

3. 結果と考察

Figure 1 にユウロピウムの第一近傍にある酸素との距離と酸素の配位数を示す。Eu－O 距離は吸着状態でも溶媒中でも HDEHP 濃度が増加するにつれて短くなった。CMPO は硝酸根の酸素をも動員し希土類に配位するのに対し、HDEHP は対称性の良い 6 配位であることが一つの要因である。一方酸素の配位数は HDEHP が加わると組成比 0.2 において一旦大きくなりそれより大きくなると減少に転ずる。溶媒中より吸着状態の方が配位数が小さいのは、スチレンジビニルベンゼンポリマーに抽出剤が含浸されることによる立体障害によるものと考えられる。以上の結果により吸着状態と溶媒中では HDEHP 添加による局所構造の変化の程度が異なり、それを種々の SiO_2-P に対して精査することによって、最も協同抽出効果を得る条件の検討が可能である見通しを得ることができた。なお本研究は平成26年度日本原子力研究開発機構との共同研究により実施された成果である。

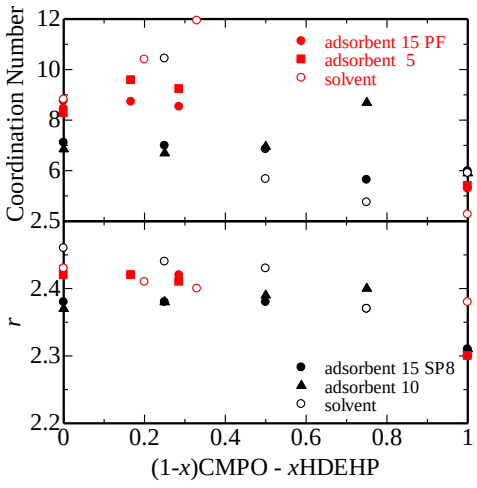


Fig. 1 Coordination number of oxygen and interionic distance between europium and oxygen in various absorbents with mixture of (1-*x*) CMPO- *x*HDEHP.

参考文献

[1] 大野　他、2014 年日本原子力学会秋の大会、G04

*Haruaki Matsuura[1], Atsushi Nezui[2], Shimpei Ono[3], Tsuyoshi Arai[3], Sou Watanabe[4], Yuichi Sano[4], and Masayuki Takeuchi[4]
[1]Tokyo City Univ., [2]Tokyo Inst. Technol., [3]Shibaura Inst. Technol., [4]JAEA

ゲル・液抽出法を用いた TPEN 共重合ゲル分離剤による ソフト性金属イオンの分離・回収

Separation and recovery of soft metal ions by Copolymer Gel-Silica Composite with High TPEN Content for Gel-liquid Extraction Process

*河村　卓哉[1]，竹下　健二[1]
[1]東京工業大学大学院理工学研究科原子核工学専攻

核燃料再処理プロセスに適用可能な多座包接型配位子である TPEN を高濃度に含有する TPEN-NIPA クロマト分離剤を合成し、ソフト性金属イオンの分離・回収を行った。クロマト分離剤のソフト性金属に対する基礎的な吸着特性評価やクロマトグラフィ分離を実施し、コンパクトで精密な分離技術を検討した。

キーワード：TPEN、クロマト分離、ゲル・液抽出、ゲル、MA

1. 緒言

核種分離プロセスにおいてマイナーアクチノイド(MA)を高選択吸着する含窒素 6 座配位子 TPEN の分子末端にビニル基を有する各種誘導体と NIPA を共重合したゲルにより MA をランタノイド(Ln)から効率よく分離できることが明らかにされている。しかしながらゲルへの TPEN 誘導体の含有率は精々数%と低く、十分な吸着容量が得られないため実用化には至っていない。そこで本研究では、分離場として、多孔質シリカ細孔表面に高含有率の TPPEN 誘導体を有するゲルを薄膜塗布し、高い吸着容量だけでなく迅速な吸脱着が可能な高機能クロマト分離剤を合成し、ゲル・液抽出法による核種分離プロセスへの適用性の検討を行った。

2. 実験方法

配位子の含有率を高めた TPPEN-NIPA クロマト分離剤におけるソフト性金属イオンの吸着特性を評価するためバッチ式吸着試験を実施した。吸着試験はクロマト分離剤を所定量バイアル瓶に秤量し予備平衡後、所定濃度の $Cd(NO_3)_2$（Am の模擬元素）と $Eu(NO_3)_3$ 溶液をそれぞれ $NaNO_3$ 、HNO_3 によりイオン強度 0.1、pH 5, 2 に調整しバイアル瓶に注入した。所定温度に設定した恒温振とう槽中で 170 spm の振とう速度で所定時間、吸着試験に資した。吸着試験後、水相のみを採取しテフロンフィルター(pore dia. = 0.22 μm)によりろ過し、遠心分離器でクロマト分離剤を完全に除去した。その後、水相を ICP-AES により分析し、金属濃度の定量を行った。なお、クロマト分離剤への金属イオンの吸着量および分離係数は、試験前後の金属溶液の濃度から推算した。

3. 実験結果および考察

Cd/Eu 分離の分離条件を検討するため基礎的な吸着特性は TPPEN-NIPA クロマト分離剤を用いて Cd と Eu の吸着分配係数 K_d をそれぞれ算出することで行った。Cd と Eu の K_d は吸着条件が pH 5、5℃では何れの TPPEN 含有率のクロマト分離剤においても類似した傾向を示した。しかし、吸着条件が pH 2、5℃において吸着性の差が確認された。このことより分離係数（図 1）を算出すると TPPEN 含有率 30 mol%において最大 60 以上が得られソフト性金属イオンに対する高い選択性を示した。これらの結果によりクロマト分離剤ではプロトネーション（pH 効果）によるソフト性金属イオンの吸着性の差が確認され、pH 効果を利用することでソフト性金属イオンの分離・回収の可能性を示唆した。

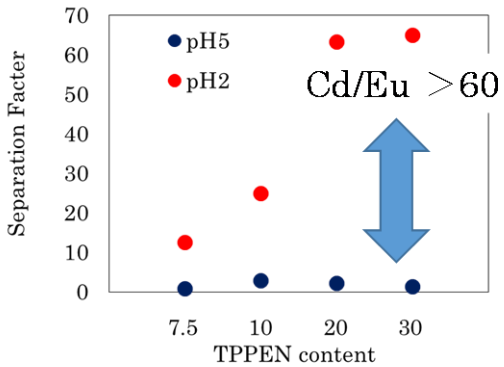


図 1 Cd/Eu の分離係数

*Takuya Kawamura[1] and Kenji Takeshita[1]
[1]Tokyo Tech.,

抽出クロマトグラフィ用吸着材の放射線劣化挙動

Radiolysis of adsorbent for the extraction chromatography technology

*渡部　創[1]，佐野雄一[1]，石神龍哉[2]
[1]原子力機構，[2]若狭湾エネルギー研究センター

抽出クロマトグラフィ法による MA 回収技術にて使用する CMPO/SiO2-P 吸着材について、γ線および He イオンビームを照射した際に生成する物質の調査を行い、これらが安全性に及ぼす影響について検討を行った。放射線の照射によって生成した一部の化学種は Am 抽出能力を有していると考えられ、これらの物質からの MA の溶離挙動の評価が、安全性評価における今後の課題であることが明らかになった。

キーワード：再処理，マイナーアクチニド，抽出クロマトグラフィ，吸着材，放射線劣化生成物

1. 緒言

抽出クロマトグラフィ法を用いたマイナーアクチノイド（MA; Am, Cm）回収プロセスの安全性評価として、今までに吸着材の放射線分解によって発生する水素ガスの量やその排出方法等について評価を行ってきた。また、抽出剤など有機物質の放射線劣化生成物の分離塔内部での挙動について調査することを目的として、TODGA/SiO_2-P 吸着材について放射線を照射し、生成した化学種の同定を試みた[1]。その結果、安全性を危惧すべき化学種の分離塔内部における蓄積は起こり難いことが分かり、本手法が安全性評価に適用し得ることが示された。本研究では CMPO/SiO_2-P 吸着材を対象として、放射線劣化生成物の調査を行い、吸着材の安全性について評価を行った。

2. 実験

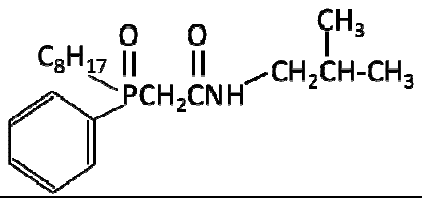
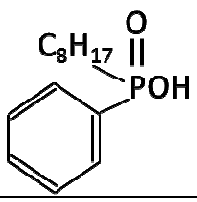
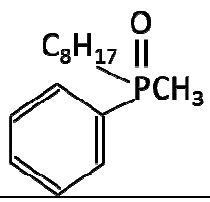
SiO_2-P に CMPO を含浸させた CMPO/SiO_2-P 吸着材 10 g を 100 mL の 3 M HNO_3 水溶液に浸漬し、γ線を照射した。γ線照射試験は原子力機構高崎量子応用研究所のコバルト照射施設、第一照射セルにて実施した。3 kGy/h にて 2 MGy まで照射した後に、固液分離した。これらの吸着材および溶液を対象として、1, 2-ジクロロエタンで有機成分を抽出して、GC/MS 分析等を実施し、有機成分の化学形を同定した。

He イオンビーム（α線）照射試験では、試料に均一にビームを照射するため、30 mm×20 mm×1 mm 厚のスチレンジビニルベンゼンポリマーを調製し、これに CMPO を含浸させて試料とした。照射試験は若狭湾エネルギー研究センターのタンデム加速器、イオン注入コースにて行い、200 nA にて 30 分間照射した。照射試料について、上記と同様に有機成分を抽出して化学形の同定を行った。

3. 結果および考察

GC/MS、NMR、FT-IR の測定結果より、CMPO 分子についてγ線照射とα線照射によって分解する位置に共通点が見られ、生成する化学種についても共通のものが見られた。表 1 に CMPO の放射線劣化によって生成する代表的な物質を示す。CMPO が形成する錯体構造を考慮すると、CMPO 分子が有する 2 個の酸素原子が残存している分子は、Am 抽出能力を有していると考えられる。今までの実験から、α線照射に伴って CMPO からの Am の逆抽出性能が低下することが分かっており[2]、これらの物質の影響が示唆される。抽出クロマトグラフィ法の安全性を担保するためには、分離塔内部における MA の蓄積を抑制することは必要不可欠であり、これらの物質からの MA 溶離率を評価するとともに、適切な洗浄液の検討が今後必要である。

表 1　CMPO/SiO_2-P 吸着材へのγ線照射によって生成する代表的な化合物

分子式	$C_{20}H_{34}NPO_2$	$C_{14}H_{23}NPO_2$	$C_{15}H_{25}NPO$
構造			

参考文献
[1] 渡部　他、日本原子力学会「2015 年春の年会」A36
[2] 渡部　他、日本原子力学会「2011 年秋の大会」C26

*Sou Watanabe[1], Yuichi Sano[1] and Ryoya Ishigami[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Wakasa Wan Energy Research Center.

模擬物質としてランタニド珪酸塩を用いた プルトニウム珪酸塩の硝酸溶解性に関する研究

Research on solubility of plutonium silicate in nitric acid solution using lanthanides as surrogates for plutonium

*松本 裕昌[1]，有馬 立身[1]，出光 一哉[1]，稲垣 八穂広[1]，谷川 聖史[2]，加藤 良幸[2]，栗田 勉[2]
[1]九州大学，[2]日本原子力研究開発機構

PuO_2 は硝酸に難溶であるが、Pu 珪酸塩は高い硝酸溶解性を示すという報告がある。本研究では、Pu の模擬元素としてランタニドを用い、珪酸塩合成及び溶解試験を通して Pu 珪酸塩の硝酸溶解性を検討した。

キーワード：MOX 燃料，プルトニウム珪酸塩，硝酸溶解性，ランタニド珪酸塩

1. 緒言：MOX 燃料製造工程等から発生する規格外燃料中の U・Pu を効率的に回収・再利用することは、資源有効活用、Pu 計量管理及び放射性廃棄物低減の観点から重要である。従来 PuO_2 は低硝酸溶解性を持つため、沸騰硝酸に溶解させ回収していた。近年、Pu 珪酸塩が比較的低い温度で生成でき、常温硝酸に対して高い溶解性を示すことが確認されつつある[1,2]。本研究では Pu の模擬元素としてランタニド（Ln）を用い、それらの珪酸塩及び酸化物の合成及び溶解試験を行い Pu 珪酸塩の硝酸溶解性を考察した。

2. 実験：Ln 酸化物（Ln=La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Er, Lu）と SiO_2 の粉末を Ln:Si=2:1（モル比）で混合し、φ6 mm×t1 mm の円盤状に加圧成形したものを大気中、昇温速度 200 °C/h、焼結温度 1450 °C、保持時間 6 h の条件で反応焼結した。反応後試料を粉砕し、X 線回折法で相を同定した後、常温 4 M 硝酸溶液に固液比 0.1 g/10 mL となるよう設定し、投入した。24 時間振とうした後、遠心分離し、上澄み溶液を採取・ろ過したもの蛍光 X 線分析装置で測定し、Ln の溶解割合を算出した。

3. 結果および考察：Ln_2SiO_5 の溶解試験の結果を図 1 に示す。Ln_2SiO_5 は底心及び単純単斜格子構造においてイオン半径の増大に伴い硝酸溶解割合が上昇する傾向が見られた。+3 価の Pu イオン半径は 100 pm （6 配位）であり、Pu_2SiO_5 も Ce_2SiO_5 や Pr_2SiO_5 程度に高い硝酸溶解性を持つことが予想される。一方、O/M 比の異なる Ln 酸化物の溶解試験結果を図 2 に示す。O/M 比の低下に伴い溶解割合が大きくなっており、Pu においても O/M 比の低下が溶解性向上の一因となっていると考えられる。

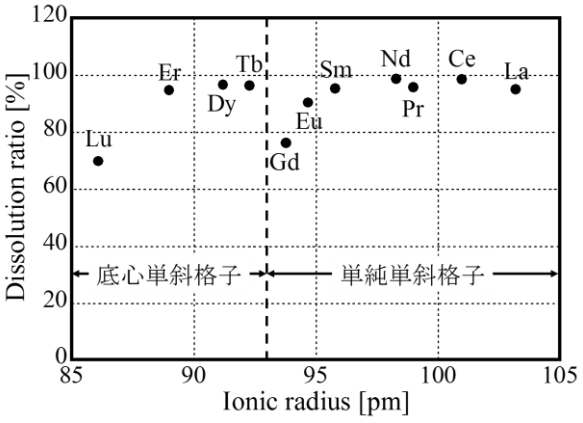


図 1 Ln_2SiO_5 の溶解割合

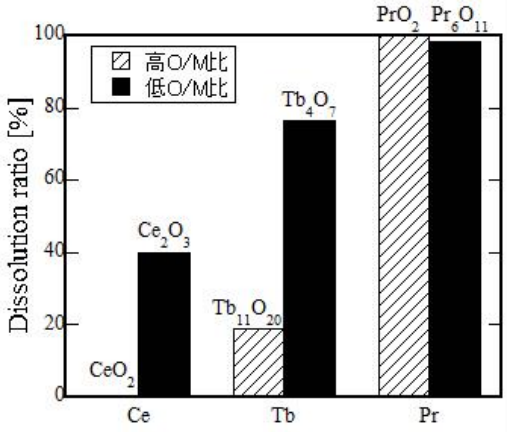


図 2 Ln 酸化物の溶解割合

参考文献

[1] 大久保，有馬ら，日本原子力学会 2013 年秋の大会（八戸工大）M11
[2] 大久保，有馬ら，日本原子力学会 2014 年秋の大会（京都大）D26

*Yusho Matsumoto[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Masafumi Tanigawa[2], Yoshiyuki Kato[2], Tsutomu Kurita[2]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA

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

[3F07-09] high-level liquid waste and-or glassification

Chair: Uozumi Koichi (CRIEPI)

Mon. Mar 28, 2016 11:10 AM - 12:00 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[3F07] Evaluation of Corrosion in the equipment containing High level radioactive liquid waste in Tokai Vitrification Facility

＊Hirotaka Sumi[1], Hikaru Makigaki[1], Jiro Nakayama[1], Koichi Niitsuma[1], Akira Kodaka[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:10 AM - 11:25 AM

[3F08] Numerical Simulation of Falling Behavior of Molten Glass with Nobel Metal Elements in Glass Melter

＊Shunji Homma[1], Ryouta Nakajima[1], Midori Uchiyama[2], Iku Miyasaka[2], Hiroaki Fujiwara[2] （1.Saitama University, 2.IHI）

11:25 AM - 11:40 AM

[3F09] Study on ruthenium volatilization during evaporation and drying of ruthenium nitrosyl nitrate solution

＊Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1], Yuki Shibata[2], Takashi Kodama[2] （1.CRIEPI, 2.JNFL）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ガラス固化技術開発施設における高放射性廃液内蔵機器の腐食評価

Evaluation of Corrosion in the equipment containing High level radioactive liquid waste in Tokai Vitrification Facility

*角　洋貴[1]，牧垣　光[1]，中山　治郎[1]，新妻　孝一[1]，小髙　亮[1]
[1]原子力機構

ガラス固化技術開発施設(TVF)は、平成7年のホット運転開始以来、20年以上経過している。TVFの高放射性廃液を取扱う機器の高経年化を評価する観点から、TVF固化セル内の高放射性廃液を内蔵する機器に対し、遠隔操作による肉厚測定を実施し、腐食の進展に係る評価を行ったので、この結果等について紹介する。

キーワード：高放射性廃液，腐食評価

1. 緒言

TVFは、高放射性廃液のガラス固化技術を開発する施設である。TVFの高放射性廃液を取扱う工程では、高放射性廃液を受入れて濃縮を行った後、ガラス溶融炉にガラス原料と共に高放射性廃液を連続供給しており、これらの機器の経年化事象として高放射性廃液による全面腐食が考えられる。このため、これら機器は、使用条件に応じ、各種の耐腐食性材料（ステンレス鋼/SUS304ULC、チタン/TP35H）を用いている。今回、TVFホット運転開始以来、20年以上経過していることを踏まえ、これら機器に対して肉厚測定を行い、腐食の進展状況を把握するとともに今後の腐食の進展に係る評価を行った。

2. 肉厚測定及び評価

2-1. 測定対象の腐食に対する設計

TVFに設置された高放射性廃液を取扱う塔槽類には、濃縮器（材質：チタン/TP35H）及び貯槽類（材質：ステンレス鋼/SUS304ULC）がある。濃縮器については、TVFに1基のみ設置された濃縮器を選定し、チタンの腐食が液相部より進行しやすいと考えられる気相部（鏡板）の肉厚測定を行った。また、貯槽類については、ステンレス鋼の腐食の著しい金属イオン濃度、酸濃度が最も高い高放射性廃液を取扱う機器である濃縮液供給槽を選定し、接液部（胴部）の肉厚測定を行った。

過去の模擬廃液を用いた腐食試験により得られた最大腐食速度は、チタン/TP35Hで2.5×10^{-6}mm/h[1]、ステンレス鋼/SUS304ULCで0.01mm/y[2]であり、これまでの正味の使用期間（濃縮器：約4,000時間、濃縮液供給槽：約19年間）から、これまでの減肉量は、濃縮器で0.01mm、濃縮液供給槽で0.2mm程度と想定される。また、腐食による減肉を想定し、濃縮器では1.0mm、濃縮液供給槽では2.0mmの腐食代を設けている。

2-2. 測定方法及び測定結果

肉厚測定では、超音波厚さ計を用いた。また、測定対象が高線量環境の固化セル内に設置されていることから、測定者が直接アクセスできないため、固化セル内の機器の点検、補修等のために設置している両腕型マニプレータに測定プローブ部を把持させ、測定を実施した。また、測定プローブを測定部位の表面に垂直に当てる必要があることから、測定プローブには、測定面の向きを自在に変化できる機構を設けた。

この超音波厚さ計を用いて、肉厚測定を行った結果、濃縮器の気相部（鏡板）では、公称肉厚7.0mm（そのうち腐食代1.0mm）、に対し測定値7.0mm、濃縮液供給槽の接液部（胴部）では、交渉肉厚12mm（そのうち腐食代2.0mm）に対し測定値12.1mmであり、いずれの機器も有意な減肉は認められなかった。

3. 結論

今回、新たな保守技術（遠隔操作による固化セル内機器の肉厚測定）を確立できた。また、その結果、固化セル内の高放射性廃液を内蔵ずる機器は、今後の供用（総使用期間21年程度）を仮定した場合においても、使用条件及び環境に変化がなく、経年変化傾向の乖離は考えられず、減肉の進展傾向は極めて小さいと考えられ、腐食に対する設計が妥当であることを確認できた。今後は、10年に1回の頻度で肉厚測定を実施し、当該事象の進展に係るデータの蓄積を図る。

参考文献

[1] 福塚敏夫　他, PNC-SJ116 81-03“高レベル廃液固化処理プロセス材料の腐食試験”, (1981)
[2] 福塚敏夫　他, PNC-SJ116 82-04“高レベル廃液固化処理プロセス材料の腐食試験”, (1982)

*Hirotaka Sumi[1], Hikaru Makigaki[1] , Jiro Nakayama[1], Koichi Niitsuma[1] and Akira Kodaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ガラス溶融炉内における白金族含有ガラスの沈降挙動の数値シミュレーション

Numerical Simulation of Falling Behavior of Molten Glass with Nobel Metal Elements in Glass Melter

*本間 俊司[1]，中島 遼太[1]，内山 翠[2]，宮坂 郁[2]，藤原 寛明[2]
[1]埼玉大学，[2]株式会社 IHI

ガラス溶融炉内における白金族含有ガラスの沈降挙動を３次元レイリーテイラー不安定問題と捉え、Front-Tracking 法による数値シミュレーションによって再現した。

キーワード：ガラス溶融炉，仮焼層，レイリーテイラー不安定，Front-Tracking 法，シミュレーション

1. 緒言

高レベル廃棄物のガラス溶融炉の運転制御においては，廃棄物成分中に含まれる白金族によって，その安定運転が阻害されないことが必要となる。そのためには，ガラス溶融炉中での白金族挙動の把握が重要となる。そこで本研究では，溶融炉内に形成される仮焼層から沈降する白金族を含む溶融ガラスのプルームの挙動について数値シミュレーションによって検討した。

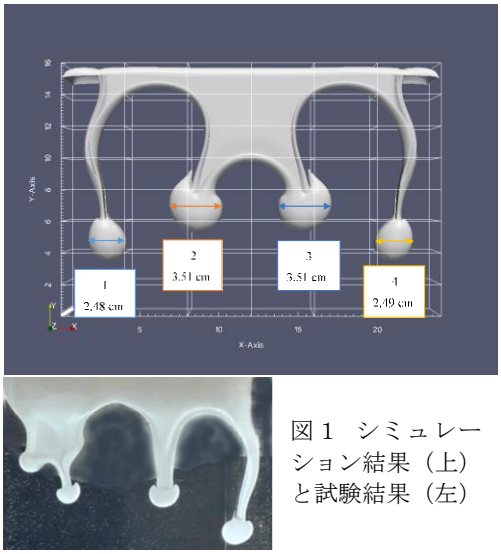


図１　シミュレーション結果（上）と試験結果（左）

2. 方法

白金族を含む溶融ガラスが白金族を含まない溶融ガラスの上にある場合、重力によって白金族を含む溶融ガラスは流下する。これはレイリーテイラー不安定問題である。これを三次元 Front-Tracking/有限差分法[1]で数値的に再現した。なお、白金族粒子自身の運動は取り扱わない。

3. 結果

図１にシミュレーションと試験結果との比較を示す。試験はシリコンオイル及びアルミナ粉を用いて白金族粒子を含む溶融ガラスを模擬している[2]。図より試験で観察された４つのプルームが計算でも再現できることがわかった。図２にプルームの沈降速度の時間変化を示す。プルームの沈降速度は増し、やがて減速する。試験で得られたプルームの沈降速度は 1.57 ±0.78 cm/s であり、計算で得られた沈降速度と実験のそれとは、概ね一致している。

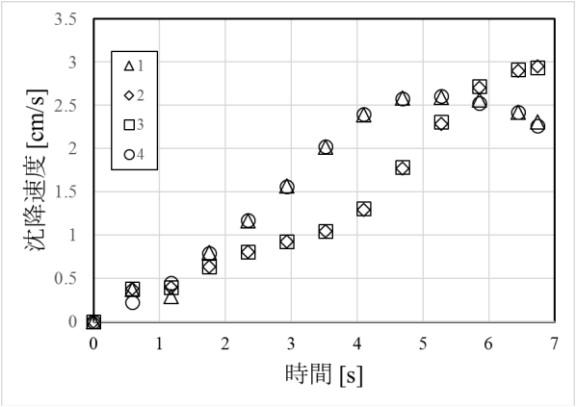


図２　プルームの沈降速度の時間変化

謝辞　本報告は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業（ガラス固化技術の基盤整備）」の成果の一部である。

参考文献

[1] Unverdi, *et al.*, *J. Comput. Phys.*, 100, 25-37 (1991).
[2] 内山ら、日本原子力学会「2015 年春の年会」予稿集 A13

*Shunji Homma[1], Ryota Nakajima[1], Midori Uchiyama[2], Iku Miyasaka[2] and Hiroaki Fujiwara[2]
[1]Saitama Univ., [2]IHI

硝酸ニトロシルルテニウム硝酸溶液からの蒸発・乾固にともなうルテニウムの揮発挙動
－質量分析装置を用いた揮発ルテニウムの測定－

Study on ruthenium volatilization during evaporation and drying of ruthenium nitrosyl nitrate solution
－Measurement of ruthenium volatilization by using mass spectrometer－

*加藤 徹也[1]，宇佐見 剛[1]，塚田 毅志[1]，柴田 勇木[2]，小玉 貴司[2]
[1]電中研，[2]日本原燃

硝酸ニトロシルルテニウム（Ru）を溶解した濃硝酸溶液を 450℃まで加熱し、発生ガスを質量分析装置で測定した。Ru 放出は、HNO_3 の蒸発量が減少する一方、硝酸根の分解が進行する過程で増大したことから、HNO_3 による酸化のみでなく硝酸根の分解にもともなって進行することが示唆された。

キーワード：高レベル廃液，硝酸ニトロシル Ru，RuO_4，揮発，冷却機能喪失，質量分析

1. 緒言

高レベル濃縮廃液貯槽の冷却機能喪失が長時間に渡る場合、高温高濃度となった硝酸溶液中で Ru の一部は揮発性の RuO_4 に酸化されることから、その放出量の評価が求められている。これまでに Ru を含む硝酸溶液の蒸留試験の結果から、Ru の揮発速度が硝酸濃度および活量の関数として示されている［1］。他方、実廃液を 160℃まで加熱した試験では、硝酸の大部分が蒸発した後の 130℃以上となってからも、Ru の顕著な放出がみられており［2］、放出量の評価手法を確立するためには、廃液の乾固過程における Ru 揮発機構を解明することが重要である。そこで本研究では、Ru 含有硝酸溶液の加熱にともない放出される揮発性 Ru およびその他ガス種を質量分析装置で測定し、各化学種の発生温度域を考慮して揮発性 Ru の生成機構を検討した。

2. 実験

質量分析には、島津製作所製 GCMS-QP2010 を用いた。この装置では、直接導入プローブにより真空チャンバー内に試料を挿入し質量分析部直近で加熱することが可能である。廃液中の Ru に関わる研究において出発物質として通常用いられる硝酸ニトロシル Ru（$Ru(NO)(NO_3)_3$、レアメタリック製）を濃硝酸に溶解し、80℃で余剰水分を蒸発させた後、真空中、5K/分の昇温速度で 450℃まで加熱し、発生ガスを質量分析装置で測定した。

3. 結果

温度上昇にともなう主な発生ガス種の典型的なイオン電流の変化を図 1 に示す。RuO_4 に相当する質量数では、Ru 天然 7 核種に対応する質量数のイオン電流比が核種組成とよく一致し、放出された RuO_4 を検出できることを確認した。RuO_4 の放出は、HNO_3 の蒸発量が減少する一方、硝酸根の分解にともなう NO や NO_2 の発生ピークが観測される過程で増大した。また、HNO_3/Ru 比は変えずに共存する硝酸根量を増やすため、硝酸セリウム（$Ce(NO_3)_3 \cdot 6H_2O$）を添加したところ、Ru 投入量当りの Ru 放出量は増大した。これらのことから、Ru の酸化とそれに続く RuO_4 の揮発は、共存する硝酸塩の影響を受け、HNO_3 のみでなく硝酸根による酸化にともなって進行することが示唆された。

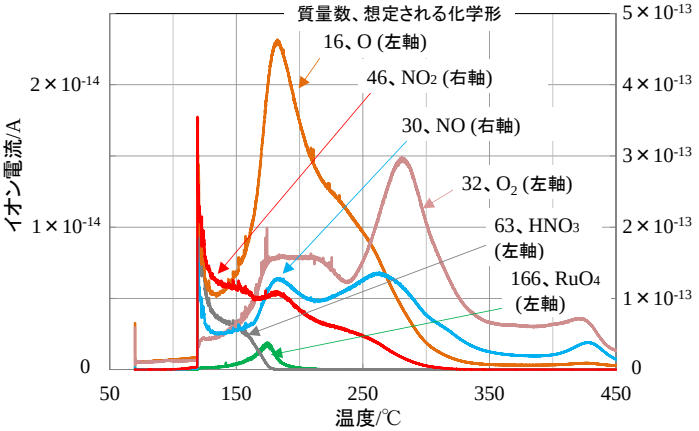


図 1　加熱にともない検出された主なガス種のイオン電流の変化
（昇温速度: 5 K/min.、Ru 投入量: 0.39 mg）

参考文献

[1] A. Sasahira e al, J. Nucl. Sci. Technol., 33[10], 753-757 (1996).
[2] M. Philippe et al., Proc. 21st DOE/NRC Nucl. Air Cleaning Conf., NUREG/CP-116, Vol.2, 831-843 (1990).

*Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1], Yuki Shibata[2] and Takashi Kodama[2]
[1]CRIEPI, [2]JNFL

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

[3F10-15] reprocessing process

Chair: Shimada Takashi (MHI)

Mon. Mar 28, 2016 2:45 PM - 4:25 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[3F10] Durability of Centrifugal Contactors under Sludge Inclusion Condition

＊Masayuki Takeuchi[1], Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Kazuyuki Ito[2], Satoshi Sekita[2], Yukio Sakamoto[2], Koichi Akutsu[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.NECO Ltd.）

2:45 PM - 3:00 PM

[3F11] Durability of Centrifugal Contactors under Sludge Inclusion Condition

＊Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Kazuyuki Ito[2], Satoshi Sekita[2], Yukio Sakamoto[2], Koichi Akutsu[2] （1.JAEA, 2.NECO Ltd.）

3:00 PM - 3:15 PM

[3F12] Development of U and Pu co-processing process

＊Atsunari Kudo[1], Futoshi Yanagibashi[1], Kazuhito Tada[1], Takahiro Hoshi[1], Ikuo Fujimoto[1], Tomoyuki Ohbu[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:15 PM - 3:30 PM

[3F13] Development of single-cycle separation process for actinides and fission products using novel extractant, NTAamide

＊Yuji Sasaki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Noriko Shirasu[1], Keisuke Morita[1], Shoma Shimazaki[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:30 PM - 3:45 PM

[3F14] Measurement of the hydrogen concentration in the vessel off-gas generated radiolytically from Pu storage tanks

＊Takahiro Hoshi[1], Shinichi Nagaoka[1], Astunari Kudo[1], Masayuki Oouchi[1], Hiroyasu Isobe[1], Tomoyuki Ohbu[1], Kazuaki Kurabayashi[1] （1.JAEA）

3:45 PM - 4:00 PM

[3F15] Development of spent salt treatment technology using zeolite

＊Koichi Uozumi[1], Kenta Inagaki[1], Takayuki Terai[2] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry, 2.Univ. of Tokyo）

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

遠心抽出器のスラッジ耐性に関する検討
(6) ロータ内堆積挙動に与える流入スラッジ濃度の影響

Durability of Centrifugal Contactors under Sludge Inclusion Condition

(6) Effect of sludge concentration in feed on the accumulation behavior inside rotor

*竹内 正行[1]，坂本 淳志[1]，佐野 雄一[1]，伊藤 和之[2]，関田 智[2]，坂本 幸生[2]，阿久津 浩一[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]原子力エンジニアリング㈱

遠心抽出器にスラッジ等の固体粒子が同伴する場合、一部は遠心力でロータ内に捕捉され、その堆積量によって、運転性能に影響を与える可能性がある。本件では、ロータ内堆積挙動と流入スラッジ濃度の関係を評価し、ロータ内のスラッジ堆積量は流入スラッジ濃度によらず、流入量で評価できる見通しを得た。

キーワード：遠心抽出器、再処理、スラッジ、堆積、流入スラッジ濃度

1. 緒言

遠心抽出器は機器の小型化や溶媒劣化低減等の利点から、次世代の再処理プラントへの適用を図るため、開発を進めている。実用化に向けた課題の一つとして、遠心抽出器の性能に対するスラッジの影響が挙げられる。ロータ内におけるスラッジ堆積の模式図を図 1 に示す。これまでに、遠心抽出器の処理液にスラッジ等の固体粒子が同伴した場合、強力な遠心力により一部がロータ内壁に捕捉され、処理時間とともに堆積する傾向が認められており [1)]、堆積が過度に進行した場合には、相分離性能に影響する結果が得られている [2)]。以上の点を背景に、本件では遠心抽出器内のスラッジ堆積に与える流入スラッジ濃度の影響について検討した。

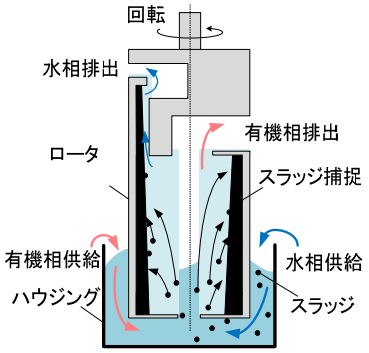


図1　遠心抽出器内のスラッジ堆積の模式図

2. 方法

遠心抽出器の規模はロータ内径 55mm とし、処理液は水に模擬スラッジ粉（アルミナ、平均粒子径約 1μm）を濃度 0.1～100g/L に調整して使用した。抽出器を起動後、処理液を抽出器内に供給し、ロータ内のスラッジの捕捉・堆積状況を経時的に調査した。ロータ回転数は 4,000min^{-1} とし、供給流量は 17.5L/h を中心に設定した。排出液中のスラッジ濃度は運転時間とともに増加し、最終的に流入と排出の濃度が同等となった時点で、ロータ内のスラッジ堆積が平衡に至ったと判断し、試験を終了した。ロータ内のスラッジ堆積量は供給液の流量、供給液と排出液中のスラッジ濃度の差及び運転時間の積から算出した。

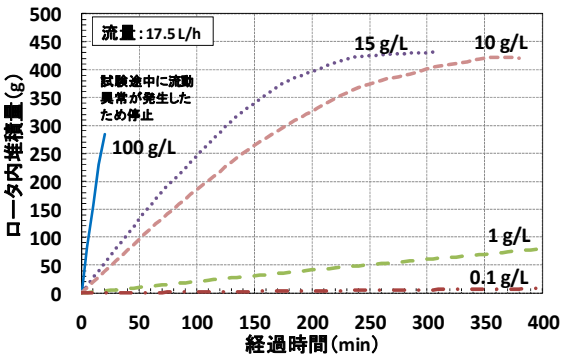


図2　各流入スラッジ濃度条件による試験時間とロータ内堆積量の関係

3. 結果及び考察

流入スラッジ濃度条件に対するロータ内堆積量の経時変化、並びに流入スラッジ量との関係を図 2 及び図 3 に示す。流量一定の条件では、流入スラッジ濃度が高いほど、ロータ内堆積量は短時間で増加するが（図 2）、その濃度が変動しても、堆積量は流入スラッジ量で整理できることが分かった（図 3）。この結果は流入スラッジ濃度が変化しても、ロータ内に捕捉される各粒子径の割合が一定であることを示している。以上より、仮に燃料溶解条件が異なり、遠心抽出器で処理すべき溶液中のスラッジ濃度が変化しても、同伴するスラッジ量により、ロータ内堆積量が評価できる見通しを得た。

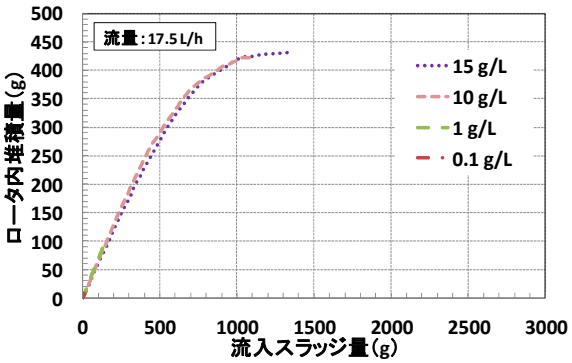


図3　各流入スラッジ濃度条件による流入スラッジ量とロータ内堆積量の関係

参考文献

[1] 荒井 他、日本原子力学会 2014 年秋の大会 D20,
[2] 坂本 他、日本原子力学会 2014 年秋の大会 D22

※本報告は、経済産業省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「平成 26 年度高速炉等技術開発」の成果です。

*Masayuki Takeuchi[1], Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Kazuyuki Ito[2], Satoshi Sekita[2], Yukio Sakamoto[2] and Koichi Akutsu[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nuclear Engineering Co., Ltd.

遠心抽出器のスラッジ耐性に関する検討
(7)スラッジ洗浄ノズルの適用による性能向上効果

Durability of Centrifugal Contactors under Sludge Inclusion Condition

(7) Effect of splay nozzles on cleaning up the accumulated sludge

*坂本 淳志[1]，佐野 雄一[1]，竹内 正行[1]，伊藤 和之[2]，関田 智[2]，坂本 幸生[2]，阿久津 浩一[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]原子力エンジニアリング（株）

遠心抽出器内に堆積したスラッジの洗浄性能の向上を目的として、洗浄ノズルの適用を検討し、その効果を確認した。その結果、遠心抽出器への洗浄ノズルの設置は可能であり、一定の洗浄率向上が期待できる見通しを得た。

キーワード：遠心抽出器、スラッジ、洗浄、ノズル

1. 緒言

遠心抽出器はその処理性能の高さから、将来の再処理プラントへの適用が期待されているが、処理液中にスラッジが流入する場合には強い遠心力によりロータ内部にスラッジが捕捉・堆積され、その条件によっては、運転時間の経過とともに処理性能の低下が懸念される。スラッジ堆積状態からの回復手段としては、これまでにハウジング内に洗浄液を一定量貯留しロータの低速回転によって形成される流れを利用した洗浄方法（以下「滞留法」をいう）を検討したが、洗浄は可能であるものの更なる性能の向上が課題であった[1]。本研究ではスラッジ洗浄性能の向上を目的として、遠心抽出器への洗浄ノズルの適用を検討し、その効果を確認した。

2. 試験方法

本試験では、ロータ内径φ80 mm の遠心抽出器を対象に図 1 に示す 4 種類の洗浄ノズルの適用を検討した。洗浄ノズルは滞留法の検討[1]でスラッジの洗浄が困難なロータ上部を狙った位置とし、スラッジ堆積の影響を受けないロータの外側（ノズルⅠ）並びにロータ中心部（ノズルⅡ～Ⅳ）にそれぞれ設置した。スラッジ堆積条件としては、予め模擬スラッジ（アルミナ粉）を含む処理液（水）を遠心抽出器に供給し、ロータ内容量に対しておよそ 30vol%の模擬スラッジを捕捉させることで堆積状態を形成した。スラッジ堆積状態の形成後、滞留法のみの条件では水相供給口から約 44 L/h、洗浄ノズル付遠心抽出器ではノズルから最大 0.1 MPa 程度にて、それぞれ洗浄液を約 1.5 L 供給した上で、ロータ回転数：150 min^{-1}、洗浄時間：1 時間の条件で試験を行った。試験後の洗浄液はハウジング底部の排出ドレインより回収し、ロータ内を含むその他全ての箇所に残留したスラッジ重量との総和のうち洗浄液中に占めるスラッジ重量の割合を洗浄率として評価した。

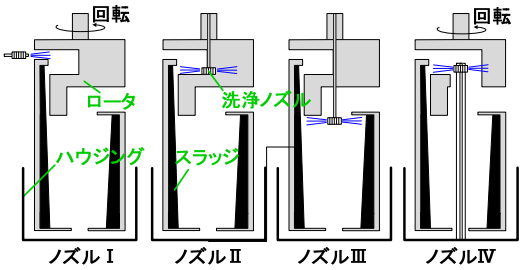


図 1　洗浄ノズル付き遠心抽出器の構造

3. 結論

いずれの洗浄ノズルにおいても詰まりや運転異常は生じず、ノズル設置による運転への影響は極めて低いと判断した。洗浄率は、ノズルなし（滞留法のみ）の条件に対してノズルⅣを除いた全てのノズルで上昇し、ノズルⅡで最大 1.5 倍まで向上することを確認した（図 2）。これはノズルⅡが他の型式に比べて、スラッジが堆積するロータ内壁及び上部に対して、水圧や接触流量の面から効率的に洗浄液が作用したことによるものと考えられる。以上の結果から、洗浄ノズルの適用により一定の性能向上が認められたものの、洗浄液の供給によって生じる二次的な水流も考慮したノズルの適用等、更なる改善の余地があることから、今後、ノズル構造や洗浄条件の最適化に向けた検討が必要である。

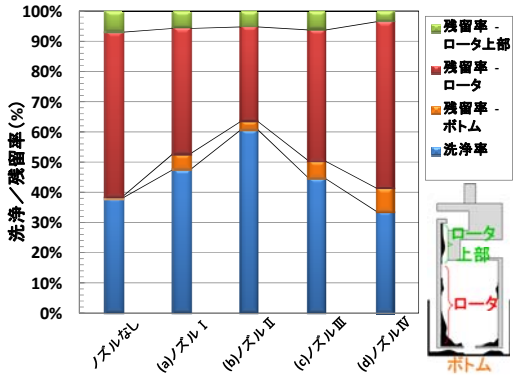


図 2　ノズルの有無による洗浄率の比較

参考文献

[1] 大畠 他、日本原子力学会 2014 年秋の大会 D23

※本報告は、経済産業省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「平成 26 年度高速炉等技術開発」の成果です。

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Kazuyuki Ito[2], Satoshi Sekita[2], Yukio Sakamoto[2] and Koichi Akutsu[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nuclear Engineering Co., Ltd.

コプロセッシング法の抽出フローシート開発
分配部における Pu 還元剤（HAN）の適用について

Development of U and Pu co-processing process

Available condition of Pu reducing agent(as HAN) in the partitioning section

*工藤　淳也[1]，柳橋　太[1]，多田　一仁[1]，星　貴弘[1]，藤本　郁夫[1]，大部　智行[1]

[1]原子力機構

コプロセッシング法（U,Pu 共回収法）の抽出フローシート開発では、分配段における Pu 還元剤として硝酸ヒドロキシルアミン(HAN)及び硝酸ウラナスを用い、供給液の Pu 含有率に応じた還元剤の使い分けを想定している。本報では、小型ミキサセトラ試験により、HAN を適用できる Pu 含有率を確認した結果について、報告する。

キーワード：コプロセッシング法，U,Pu 共回収，抽出フローシート，Pu 還元剤，HAN

1. 緒言

U,Pu 共回収法のフローシート開発では、軽水炉から高速炉に至る Pu 含有率の異なる（1～20 %）使用済燃料を処理対象とし、分配段を対象とした小型ミキサセトラ試験を行っている。これまでの試験の結果、供給液の Pu 含有率 5～20 %では主還元剤として HAN、5 %以下では硝酸ウラナスを用いることで良好な Pu 逆抽出を得ている。HAN の適用下限を調査するため、Pu 含有率 5 %以下のミキサセトラ試験を実施した。

2. HAN 適用下限の確認試験

供給液の Pu 含有率 4 %、3 %及び 2 %において、還元剤に HAN のみを使用したミキサセトラ試験をそれぞれ実施した。各 Pu 含有率での有機相と水相の流量比（O/A 比）は、共回収液の Pu/U 比が 0.5～2.0 となるように設定し、試験時間は約 15 時間とした。ミキサセトラの停止後、セトラ部の試験液について、蛍光 X 線分析法、放射能分析法等による Pu 濃度分析、滴定分析法による酸濃度分析を行った。

試験の結果、Pu 含有率 4 %では、Pu の逆抽出が十分に行われた（図 1）。Pu 含有率 3 %では、逆抽出は行われるものの、後段部において濃度低下が鈍り、検出下限値に達しなかった。Pu 含有率 2 %では逆抽出が不十分であり、それは有機相中の酸が水相へ移行し、O/A 比が高いほど水相酸濃度が高くなり（図 2）、HAN は酸濃度が高いと Pu 還元速度が遅くなる[1]ことから、Pu 還元が十分に進まなかったためと考えられる。

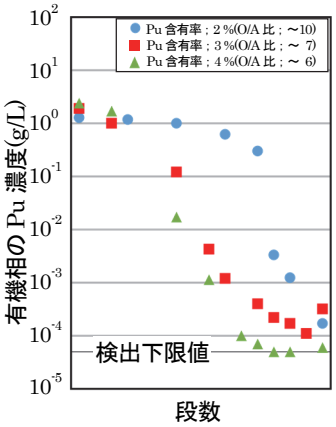


図 1　分配段の Pu 濃度分布

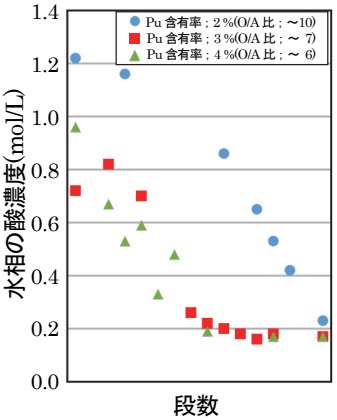


図 2　分配段の酸濃度分布

3. HAN と硝酸ウラナスを併用した追加確認試験

Pu 含有率 3 %では、Pu 濃度が検出下限値になるまで逆抽出されなかったため、HAN に加え、少量の硝酸ウラナスを中段部に供給した条件でミキサセトラ試験を行い、その効果を確認した。その結果、Pu は検出下限値になるまで逆抽出された。よって、HAN の適用下限は、HAN のみを使用する条件では Pu 含有率 4 %、補助還元剤として少量の硝酸ウラナスを供給する条件では Pu 含有率 3 %と評価した。

参考文献　[1] G. Scott Barney, “A Kinetic Study of the Reaction of Plutonium (IV) with Hydroxylamine”, Journal of Inorganic and Nuclear Chemistry, Vol 38, pp 1677-1681 (1976).

*Atsunari Kudo[1], Futoshi Yanagibashi[1], Kazuhito Tada[1], Takahiro Hoshi[1], Ikuo Fujimoto[1], Tomoyuki Ohbu[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

※本報告は、経済産業省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「平成 25 年度高速炉等技術開発」の成果です。

新規抽出剤であるNTAアミドを用いる単サイクルプロセスの開発
(3) Am/Cm分離技術

Development of single-cycle separation process for actinides and fission products using novel extractant, NTAamide
(3)Mutual separation of Am and Cm

*佐々木祐二、津幡靖宏、白数訓子、森田圭介、嶋崎翔馬
原子力機構

演者らは、新規のトリアミド抽出剤であるNTAアミドを用いたAn、FP相互分離のための単サイクルプロセス開発を検討している。これまでにNTAアミドを用いたAn、FP抽出やマスキング効果に関する基礎データの取得を試みた。ここでは、AmとCmの相互分離に関しての意義と実験結果について述べる。

キーワード：単サイクルプロセス、NTAアミド、アクチノイド、FP、溶媒抽出

1. 緒言

高レベル廃液中のアクチノイド(An)，核分裂生成元素（FP）分離はOMEGA計画の中で1980年代より進められてきた。代表的な分離法として「4群群分離プロセス」がある[1]。このプロセスの中では、AmとCm分離についての記述は少ない。近年では、原子力機構で主導するADS開発に伴い、マイナーアクチノイドを含有する燃料利用が検討されている。関連して、Cmの高発熱量、及び自発核分裂による中性子放出による作業中の被ばくの問題に加えて、燃料中に中性子放出核種を添加することの潜在的危険性を無視できないことを理由に、AmとCm分離は非常に重要な課題と判断される。我々は新たな分離技術である「単サイクルプロセス」を提案中で、そのプロセス開発の中にAm/Cm分離を組み込むことを検討した。

２．Am/Cm分離法　Am，Cmは+3価の安定な金属イオンになり、イオン半径が近似するため化学的性質は酷似する。周期表で隣り合うAm/Cmの抽出分離における分配比の差は出にくい。我々は比較的高い分離比を持つマスキング剤を水相に、抽出剤を有機相に添加してAm/Cm分離比の拡大を試みている[2]。単サイクルプロセスに利用する抽出剤はNTAアミドを代表として、Ln，An抽出に有効なTODGA、Mo，Re（Tcの代替）抽出に有効なMIDOA等を抽出剤とした場合に組み合わせるマスキング剤について幾つか検討した。

３．検討したマスキング剤　利用するマスキング剤は水中に高い溶解度を持つことが求められる。また、ハード金属への強いマスキング効果が期待される酸素ドナーを構造に持つ化合物が候補となる。ここでは次のような化合物に焦点を絞った（図１）。これら化合物を水相に、有機相にはNTAアミドまたはTODGAのような抽出剤を添加して、Am/Cm分離比を測定した。発表ではこれらを用いた抽出条件で得たAm/Cm分離比についての結果等を示す。

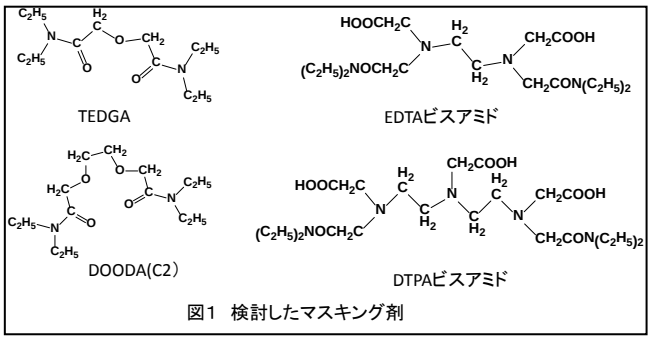


図1　検討したマスキング剤

[1] JAERI-Rev. 2005-041 (2005)
[2] Solvent Extr. Ion Exch. 32, 179-188 (2014)

Yuji Sasaki, Yasuhiro Tsubata, Noriko Shirasu, Keisuke Morita, Shoma Shimazaki
Japan Atomic Energy Agency.

プルトニウム製品貯槽のオフガス中の水素濃度測定

Measurement of the hydrogen concentration in the vessel off-gas generated radiolytically from Pu storage tanks

*星　貴弘[1]，長岡　真一[1]，工藤　淳也[1]，倉林　和啓[1]，大内　雅之[1]，磯部　洋康[1]，大部　智行[1]
[1]原子力機構（JAEA）

東海再処理施設におけるプルトニウム製品貯槽（Pu 貯槽）のオフガスが合流する洗浄塔において水素濃度の測定を行い、Pu 貯槽からの水素放出量を把握した。

キーワード：東海再処理施設、プルトニウム製品貯槽、硝酸プルトニウム溶液、放射線分解、水素

１．はじめに

再処理工程の硝酸水溶液では、放射性物質から放射線の照射を受けることにより放射線分解が生じ、これに伴い水素が生成することから、水素放出量を把握することは安全管理上重要である。東海再処理施設においては、実験室規模の試験から得られた G 値（0.056[分子数/100eV] [1]、吸収エネルギー100eV あたりに生成する水素分子数）を用いて水素放出量を算出しているが、実際に発生する水素の放出量を把握するため、Pu 溶液を貯蔵している Pu 貯槽からの水素放出量を測定した。

２．測定方法及び条件

Pu 貯槽(7 基)のオフガスが合流する洗浄塔内に挿入したチューブからシリンジを用いてオフガスを吸引し（図 1)、ガスクロマトグラフィ(ｼﾞｰｴﾙｻｲｴﾝｽ社製 GC-4000)によりオフガス中の水素濃度を測定した。また、洗浄塔内に風速測定器のセンサー部を挿入し、風速を測定することにより風量を求めた。これらの測定は、文献[1]の G 値から求めた水素放出量と比較するため、攪拌空気を停止した条件(条件①)にて行った。また、水素放出量に対する攪拌空気の影響を確認するため、Pu 貯槽 7 基のうち 1 基に攪拌空気を供給した条件(条件②)にて測定した。条件②では、液量及び液組成の異なる 3 基 A, B, C にそれぞれ攪拌空気を供給し測定した。

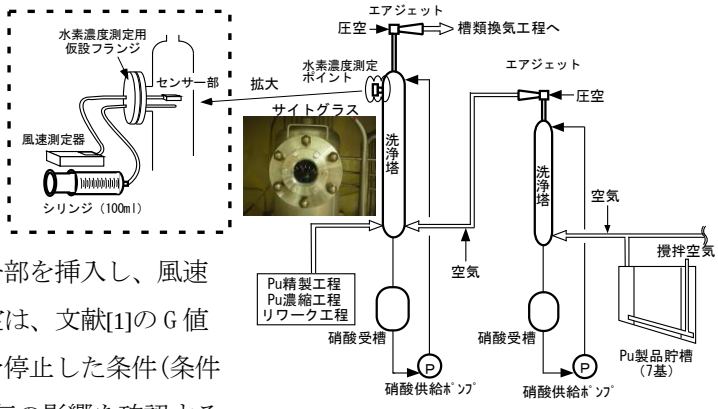


図1　オフガス系概略及び水素測定位置

３．結果

測定した水素濃度及び風量より Pu 貯槽からの水素放出量を算出した（図 2)。その結果、条件①の水素放出量は文献[1]の G 値から求めた量の 4 割程度と少なく、これまで計算してきた水素発生量が実際よりも保守性があることを確認できた。また、条件②の水素放出量は条件①より約 2 倍多くなる傾向を示した。これは、攪拌により水素の液中での滞留時間が短くなり、水酸ラジカル OH による水素の分解量が減少する[2]ことを示したものと考えられる。

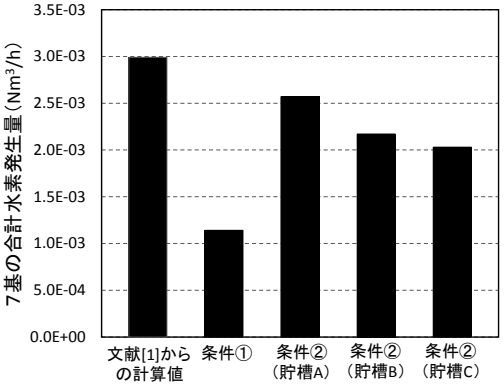


図2 Pu貯槽7基の合計水素発生量の計算値と実測値

参考文献

[1] JON R. WEISS et. al., Radiation Effects, Vol19 PP191-193(1973).

[2] 中吉 他, 日本原子力学会誌, 37, 1995, pp. 1119-1127.

*Takahiro Hoshi [1] ,Shinichi Nagaoka[1],Astunari Kudo[1],Kazuaki Kurabayashi[1],Masayuki Oouchi[1] ,Hiroyasu Isobe[1],Tomoyuki Ohbu[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

乾式再処理使用済塩のゼオライトによる処理技術の開発
（5）ゼオライトカラムにおける FP 吸着挙動の FP 移行モデルによる評価

Development of spent salt treatment technology using zeolite
(5) Evaluation of zeolite column performance to capture fission product

*魚住 浩一[1]，稲垣 健太[1]，寺井 隆幸[2]
[1]電力中央研究所，[2]東京大学

ゼオライトカラムにおける FP 吸着挙動評価のため、ゼオライトへの FP 吸着挙動を 5 つの素過程に分けた移行モデルの適用を試みた。文献値へのフィッティングにより求めた速度定数による計算結果は模擬使用済塩を用いたカラム試験の結果と一致し、本モデルや速度定数の妥当性が示された。

キーワード：乾式再処理，使用済塩，ゼオライトカラム，FP 移行モデル，速度定数

1. 緒言　使用済燃料の乾式再処理で生ずる使用済塩は、A 型ゼオライトを充填したゼオライトカラムを通過させることで FP を吸着除去することが想定されている[1]。ここでは溶媒塩の流動とゼオライトによる FP 吸着とが同時に行われることから、ゼオライトカラムでの使用済塩処理挙動の評価のためには、ゼオライトへの FP 吸着速度を考慮したモデルが必要である。一方、福島第一原子力発電所事故で生じた汚染水のゼオライトによる処理装置の性能評価のため、ゼオライトへの FP 吸着挙動を　①ゼオライト粒子間の流体中での分散、②粒子間流体中での移流、③粒子間流体から粒子細孔内流体への移行、④粒子細孔内流体での拡散、⑤ゼオライトへの吸着　の 5 つの素過程に分けた移行モデルに基づく計算コードが構築された[2,3]。そこで、本コードを溶融塩系に適用し、ゼオライトカラムでの FP 吸着挙動の評価を試みた。

2. 速度定数の取得　上記の 5 つの素過程で用いる定数のうち、③で用いる粒子間液相-粒子表面の境膜における物質移動係数、および④で用いる粒子細孔内での実効拡散係数が不明である。そこで、CsCl を含む溶融 LiCl-KCl 塩中に A 型ゼオライト粒を浸漬した際の塩中 Cs 濃度変化の文献値[4]へのフィッティングにより、Cs についてのこれらの速度定数を求めた。

3. カラム試験結果との比較　次に、粒径 2.2mm の A 型ゼオライト粒を充填した内径 11.1mm、長さ 300mm の小型カラムを 2 つ直列に配置した体系に、CsCl を含む模擬使用済塩を流動させた際のカラム出口における Cs 濃度変化[1]を、上記で得られた速度定数を用いた計算結果と比較したところ、右図に示すように両者は良く一致した。これにより、本モデル及び速度定数の妥当性が示された。なお、発表に際しては、実機における FP 除去性能の検討結果も報告する予定である。

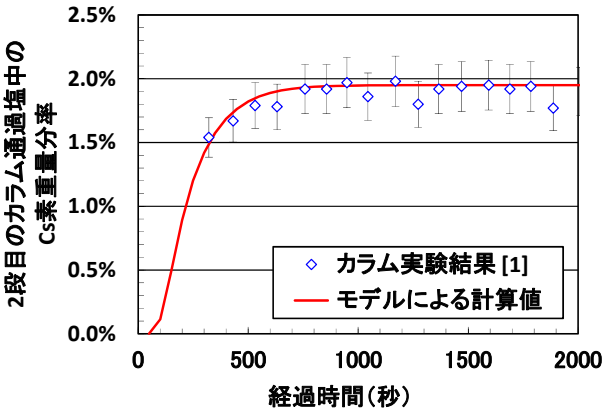


図　カラムを通過した塩中の Cs 濃度変化

参考文献

[1] K. Uozumi *et al.*, *Nucl. Technol*, **188**, 83 (2014).　[2] K. Inagaki *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **51**, 906 (2014).
[3] 稲垣 健太、他、日本原子力学会 2012 年秋の大会、C23.　[4] J. R. Allensworth *et al.*, *Nucl. Technol.*, **181**, 337 (2013).

*Koichi Uozumi[1], Kenta Inagaki[1] and Takayuki Terai[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Univ. of Tokyo

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

[3G01-05] Fundamental Properties 1

Chair: Masayoshi Uno (University of Fukui)

Mon. Mar 28, 2016 9:30 AM - 10:55 AM Room G (Lecture Rooms B B203)

[3G01] Deuterium diffusion in Zr-alloy oxide produced in air

＊Taro Kato[1], Ikuji Takagi[1], Kan Sakamoto[2] （1.Kyoto University Graduate School of Engineering and Faculty of Engineering, 2.Nippon Nuclear Fuel Development Co.）

9:30 AM - 9:45 AM

[3G02] First-princilpes study of Hydride in Zirconium

＊Mitsuhiro Itakura[1], Taira Okita[2] （1.JAEA, 2.Univ. of Tokyo）

9:45 AM - 10:00 AM

[3G03] Cesium Chemisorption Behavior onto Sutructural Material under Severe Accident Conditions

＊Toshihide Takai[1], Juntaro Takada[1], Kunihisa Nakajima[1], Tomohiro Furukawa[1], Masahiko Osaka[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:00 AM - 10:15 AM

[3G04] Deposition of $Cs_2Mo_2O_7$ on Stainless Steel in Argon Atmosphere

＊Thi-Mai-Dung DO[1], Supamard SUJATANOND[2], Toru OGAWA[1] （1.Nagaoka University of Technology, 2.Thammasat University）

10:15 AM - 10:30 AM

[3G05] Compatibility between metal borides and iron-base alloys

＊Kenichi Hashizume[1], Yusuke Kido[2], Kan Sakamoto[3] （1.Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu University, 2.Kyushu Univ., 3.NFD）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

大気中で生成した Zr 合金酸化膜中の重水素拡散

Deuterium diffusion in Zr-alloy oxide produced in air

*加藤　太郎[1]，高木　郁二[1]，坂本　寛[2]
[1]京都大学大学院工学研究科，[2]日本核燃料開発株式会社

軽水炉燃料被覆管への水素の侵入に対するバリアとして働く表面酸化膜中の重水素の拡散挙動をその場観察した。酸化膜中に予め存在する水素が侵入した水素の拡散を促している可能性が示唆された。

キーワード：被覆管，Zr 合金，水素，拡散，酸化膜

1. 緒言

軽水炉燃料被覆管の表面に生成する酸化膜は、膜中の水素拡散係数が非常に小さいために、水素吸収に対するバリアとして働いている。本研究ではバリア性能評価の一環として、水素を含む膜とそうでない膜中での拡散係数を実験的に調べた。

2. 実験方法

Zr 合金試料（Zry-2 または GNF-Ziron(1.46Sn、0.26Fe、0.15Cr、0.05Ni、0.10O [wt%])）を高温大気(400, 500, 600℃)または高温水蒸気(400℃・15MPa)中で酸化し、表面に 1μm 程度の酸化膜を生成させた。また、水蒸気酸化させた後に、真空中 300℃で膜内の軽水素を放出させた試料も作成した。これらの試料を 300℃に保持して重水素プラズマに曝し、核反応法（NRA）で酸化膜中の重水素の深さ方向分布を測定した。

3. 実験結果・考察

深さ方向分布から求めた拡散係数を、既往研究のデータと共に図 1 に示す。酸化膜を水環境で生成した場合と酸素雰囲気下生成した場合を比較すると、前者のほうが水素の拡散係数が高い傾向がみられた。水環境で生成した酸化膜の軽水素を追い出すと、矢印で示すように拡散係数は著しく減少した。以上の結果より酸化膜内に予め水素同位体が存在すると、水素の拡散を促す機構が存在すると考えられる。この機構については検討中であるが、水蒸気酸化で生成した酸化膜中の結晶粒界にはヒドロキシ基が多い[6]ことから、ヒドロキシ基を介した移動過程が存在するか、軽水素が重水素に置換したヒドロキシ基そのものが拡散するのではないかと考えられる。

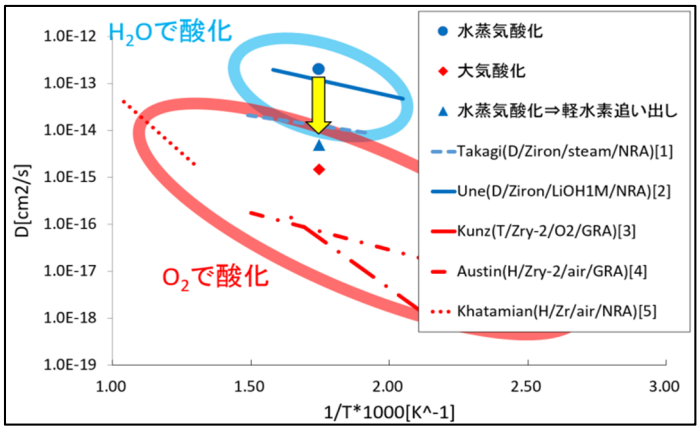


図 1． Zr 合金酸化膜中の水素拡散係数

参考文献

[1] I.Takagi,, et. al., J. Nucl. Mater. **419** (2011) 339-346. [2] K. Une, et al., Prog. Nucl. Ener. **57** (2012) 93-100. [3] W.Kunz, et al., J. Nucl. Mater. **136** (1985) 6-15. [4] J.S.Austin, et al., J. Nucl. Mater. **51** (1974) 321-329. [5] D. Khatamian and F.D. Manchester, J. Nucl. Mater. **166** (1989) 300-306. [6] G.Sundell, et al., Corrosion Sci. **90** (2015) 1-4.

*Taro Kato[1],Ikuji Takagi[1],Kan Sakamoto[2]
[1]Kyoto Univ. Graduate School of Engineering and Faculty of Engineering,[2]Nippon Nuclear Fuel Development Co.

ジルコニウム中水素化物の第一原理計算

A Template for Writing Manuscript for the Meeting of AESJ
First-princilpes study of Hydride in Zirconium

*板倉　充洋[1]，沖田 泰良[2]
[1]原子力機構，[2]東京大学

ジルカロイ燃料被覆管における水素化物析出による脆化について、照射欠陥クラスタへの水素偏析が駆動現象になると仮定し、その仮定を検証するため第一原理計算で純 Zr 中の空孔クラスタや積層欠陥への偏析エネルギー等を評価する。

キーワード：ジルコニウム，第一原理計算，燃料被覆管

1. 緒言

ジルカロイ燃料被覆管は一定の燃焼度あるいは時間の経過の後に水素吸蔵量が増加しはじめると共に<c>軸方向への収縮ひずみが発生する。これらはジルコニウム(Zr)の<c>成分転位ループの生成がトリガーとなっていると考えられているが、具体的なメカニズムは不明である。本発表では第一原理計算により、空孔が集合して転位ループとなるプロセスと、そこに水素が吸着されるメカミズムを推定する。

2. 計算結果

これまでの研究では、Zr 中で底面{0001}のエネルギーが柱面{1-100}よりも低いために原子空孔が平面状に集積すると仮定されていた。今回、六方晶金属で重要だが今まで計算されていなかった錐面{1-101}のエネルギーを計算したところ、底面とほぼ同じエネルギーが得られた。したがって単純にエネルギー的な議論では空孔は単純に球状に集積することになり、平面的クラスタを作る理由とはならない。既往研究では、Zr 中の空孔や格子間原子は面方向へ拡散しやすいことが分かっているので[1]、平面クラスタはこうした異方的拡散によるものと考えるべきである。

このようなプロセスで生成した平面状の空孔クラスタの上下の原子面が接近して閉じ、さらに面方向にずれて ABAB__BABA という構造が ABABCBCB となることで積層欠陥をもった転位ループとなる。積層欠陥への水素の吸着エネルギーは既往研究で 0.1eV 程度と計算されているが[2]、我々は面が閉じる途中の状態への水素吸着エネルギーを計算したところ、より強く吸着されることが分かった。この状態は局所的に fcc 格子となっており原子間隔も Zr より大きく水素化物 ZrH の fct 構造に近くなることが分かった。

3. 結論

ジルカロイは様々な添加元素を含むため、純粋な Zr での計算がどの程度応用できるかは不明である。しかし本発表のような基礎物性の知見を集積していくことは経年変化を理解するうえで重要であると考える。

参考文献

[1] Iwasawa, M., Ohnuma, T., & Soneda, N. (2008). Ab Initio Electronic Structure Study of. ALPHA.-Zirconium and Hydrogen. Materials transactions, 49(12), 2765-2769.

[2] Varvenne, C., Mackain, O., Proville, L., & Clouet, E. (2016). Hydrogen and vacancy clustering in zirconium. Acta Materialia,

*Mitsuhiro Itakura[1], Taira Okita[2]
[1]JAEA, [2]Univ. Tokyo.

シビアアクシデント時における原子炉構造材へのセシウム化学吸着挙動評価　(4) セシウムシリケートの合成

Cesium Chemisorption Behavior onto Structural Material under Severe Accident Conditions　(4) Synthesis of Cesium Silicates

*高井俊秀[1]，高田準太郎[1]，中島邦久[1]，古川智弘[1]，逢坂正彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

シビアアクシデント（SA）時におけるセシウム（Cs）の構造材への化学吸着・反応挙動評価に資する基礎的データ取得のため、熱力学的性質がほとんど知られていないセシウムシリケート（Cs-Si-O 系、Cs-Fe-Si-O 系化合物）を合成した結果について報告する。

キーワード：シビアアクシデント、セシウム、化学吸着、熱力学データ

1. 緒言 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 Cs からの被曝線量評価及び取出し工法選定のための基礎情報として、Cs の付着性状の評価が重要となる。SA 時には、高温に熱せされた構造材に含まれるケイ素と Cs が化学反応を起こし強固に吸着する「化学吸着」を生じることが想定されているが、既存知見だけでは 1F 事故条件範囲を網羅するには十分でない[1]。そこで本研究では、より広い温度・雰囲気条件範囲下で Cs 化学吸着挙動を実験的・熱力学解析的に調査することした。本報告では、化学吸着により生成する化合物と想定される高純度セシウムシリケート試料の合成結果について述べる。

2. 実験 合成に用いた出発物質は、Cs_2CO_3、SiO_2 および Fe_2O_3 とした。これら出発物質の混合は、窒素雰囲気グローブボックス内でメノウ乳鉢を用いて行い、大気中にてペレット状に成型した後、マッフル炉で加熱して化学合成処理を行った。合成では、出発物質の混合比を化学量論比とし、加熱温度（800～1000℃）および加熱時間（3～15h 程度）をパラメータとした。合成した試料について、窒素雰囲気下で X 線回折を実施し、合成試料の結晶構造を確認した。

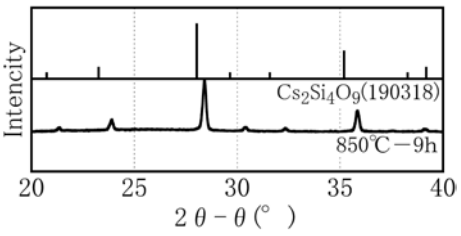


図1　$Cs_2Si_4O_9$の合成結果

3. 結果 図 1 に 1000℃の加熱処理により $Cs_2Si_4O_9$ を合成した結果を図 1 に示す。同図より、$Cs_2Si_4O_9$ 以外に起因するピークがない事から、本合成法によりほぼ単相の試料を合成できることがわかった。また、図 2 に 800℃、1000℃の加熱処理により $CsFeSiO_4$ を合成した結果を示す。同図より 1000℃で合成した試料については、6h 合成処理では目標とする $CsFeSiO_4$ が合成されているものの、加熱時間が長くなるにつれ $CsFeSi_2O_6$ の生成量が増えていく傾向が見られた。一方、800℃で合成した試料については、30° 付近に未同定の回折ピークが残っているものの、加熱時間によらず $CsFeSi_2O_6$ の生成は無く $CsFeSiO_4$ のみが生成された。

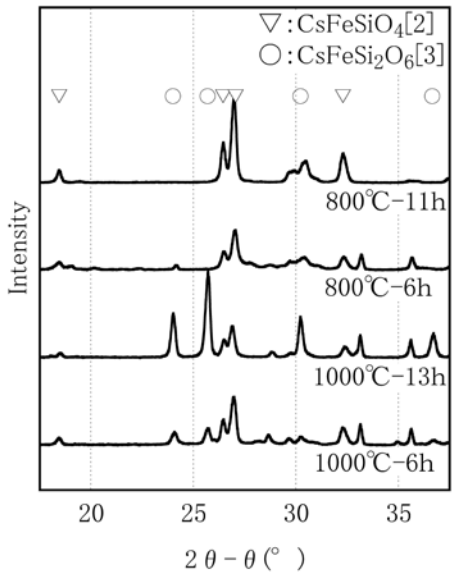


図2　$CsFeSiO_4$の合成結果

参考文献

[1] 山下真一郎ら, J13, 日本原子力学「2015 秋の年会」, [2] P. F. Henry, et al., Chem. Commun., (1998), [3] A. M. T. Bell, et al., Acta Cryst., (1994).

*Tohihide Takai[1], Juntaro Takada[1], Kunihisa Nakajima[1], Tomohiro Furukawa[1], Masahiko Osaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Deposition of $Cs_2Mo_2O_7$ on Au, Pt and SUS304 in Argon

*Thi-Mai-Dung Do[1], Supamard Sujatanond[2] and Toru Ogawa[1]

[1]Nagaoka University of Technology, [2]Thamasat University.

Abstract

Deposition by heating $Cs_2Mo_2O_7$ on Au, Pt and SUS304 in flowing argon was studied. The deposits on each type of substrates were analyzed by micro-Raman, XRD, EPMA in order to understand the behavior of $Cs_2Mo_2O_7$. $Cs_2Mo_2O_7$ reacted with components in SUS304 to form various species depending on the temperature.

Keywords: Cs_2MoO_4, $Cs_2Mo_2O_7$, Cs_2CrO_4, SUS304, deposition.

1. Introduction

In severe accident of Light Water Reactor, one of the predominant forms of released cesium is considered Cs_2MoO_4. In some conditions, such as in steam, Cs_2MoO_4 can change to $Cs_2Mo_2O_7$ [1]. The vaporization and deposition behaviors of $Cs_2Mo_2O_7$ in various atmospheres and substrates are not yet clear. In order to understand the behavior of cesium polybmolybdates, the deposits of $Cs_2Mo_2O_7$ on pure Au, Pt and SUS304 in argon were studied. The Au and Pt substrates were used to confirm the vapor species in the absence of the reactions with the substrate.

2. Experimental Procedure

$Cs_2Mo_2O_7$ was prepared as follows. Stoichiometric mixture of Cs_2CO_3 (extra pure 99.9 %) and MoO_3 (99.9%) powders were heated at 873 K for 1 hour and then held at 673 K for 6 hours in air. The product was identified as $Cs_2Mo_2O_7$ by micro-Raman spectroscopy.

$Cs_2Mo_2O_7$ powder was placed in a platinum boat and heated in a horizontal alumina tube in a siliconit furnace. Inner surface of the alumina tube was covered by Pt thin foil with 0.1 ~ 0.2 μm thickness in order to prevent the reaction between $Cs_2Mo_2O_7$ and Al_2O_3. The heating condition was 1573 K for 1 hour in flowing argon. Either Au (99.95%) or Pt (99.99%) (10 x 10 x 0.1 mm each) or SUS304 pieces (20 x 10 x 1 mm) were placed at the different positions ranging from 50 to 250 mm downstream from the platinum boat. Outlet gas was trapped with water. The temperatures of Pt and SUS304 pieces ranged from 500 K to 1573 K, and those of Au from 500 K to 1200 K. After the heating, the deposits on Au, Pt and SUS304 pieces were examined with the X-ray diffraction, the electron probe microanalyzer (EPMA) and the micro-Raman spectroscopy.

2. Results

The deposits on Au or Pt were $Cs_2Mo_2O_7$ at high temperatures, and slightly hydrolyzed $Cs_2Mo_2O_7$ at lower temperatures.

On SUS304, character of the deposits varied with the substrate position. At temperature higher than 1530 K, the deposits on the surface were Mo and MoO_2. At 1500 K, the deposits were Mo, MoO_2, $Cs_2Mo_2O_7$ and Cs_2MoO_4. Raman peaks ascribable to Cs_2CrO_4 were observed also (**Fig**. 1). In EPMA mapping, Cs, Cr and O stayed together in some areas. At 1230 K, the deposit was Cs_2MoO_4 and MoO_2.

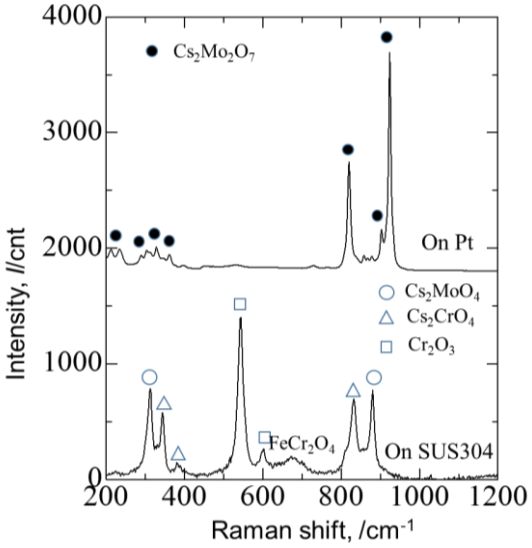


Fig. 1 Deposits on Pt was $Cs_2Mo_2O_7$ and on SUS304 was Cs_2MoO_4 and Cs_2CrO_4; T= 1500 K

3. Summary

The deposition by heating $Cs_2Mo_2O_7$ on Au or Pt in flowing argon were confirmed as $Cs_2Mo_2O_7$, this suggests that $Cs_2Mo_2O_7$ vaporizes as dimolybdate molecule rather than as Cs_2MoO_4 (g) + MoO_3 (g).

The deposits on SUS304 varied with temperature due to reactions between $Cs_2Mo_2O_7$ with the components in SUS304.

References

[1] S. Sujatanond and T. Ogawa, Vaporization and behavior of Cesium molybdate and Cesium Polymolybdates, AESJ, Spring, 2014.

This work was supported by Japan Society for the Promotion of Science, Grant-in-Aid for Scientific Research Grant Number 26630484

金属硼化物と鉄系合金の共存性

Compatibility between metal borides and iron-based alloys

*橋爪 健一[1]，城戸 佑介[1]，坂本 寛[2]
[1]九州大学，[2]日本核燃料開発

TG-DTA により 4 族金属硼化物と純鉄、SUS との高温での共存性を調べた。B_4C の場合と同様 1100℃以上の温度で溶融反応がみられた。ただ、B_4C では溶融反応が進行し SUS の融点以下でも溶体となったが、4 族金属硼化物では反応が進行せず固体のまま残存した。

キーワード： 4 族金属硼化物、B_4C、制御材、SUS、被覆材、TG-DTA、溶融反応

1. 緒言

沸騰水型軽水炉では、B_4C を制御材、その被覆材としてステンレス（SUS）が使用されてきた。この B_4C-SUS 系では、Fe-B、Fe-C の共晶反応のため、それぞれの融点からはかなり低い 1100~1200℃で溶融することが知られており、冷却水喪失事故のような過酷事故の際、燃料より先に溶融、炉心下部へ落下する可能性がある。本研究の目的は、B_4C の代替となる SUS との共存性の良い硼素化合物を探索することにあり、本報では 4 族金属硼化物との共存性について熱分析（TG-DTA）を使い調べた結果を報告する。

2. 実験

B_4C 粉末、4 族金属硼化物（TiB_2、ZrB_2 及び HfB_2）粉末と純鉄、SUS 粉末を用い、その混合粉末を試料として、Ar 雰囲気下で熱分析（TG-DTA）を行った。粉末の混合比率は、Fe との 2 元系状態図で共晶温度が最も低くなる組成を選び、例えば、TiB_2-純鉄では、Ti/Fe=2.6 (1085℃) となるよう、粉末試料を調製混合した。なお、SUS の場合は合金成分をすべて Fe とみなした。熱分析は試料粉末をアルミナ容器に充填し、昇・降温速度を 10℃/min、1400℃まで加熱した。測定後、光学顕微鏡等で試料の観察を行った。

3. 結果と考察

TG-DTA の測定結果の一例（TiB_2-純鉄）を図 1 に示す。昇温中に 1150℃付近で溶融を示す吸熱ピーク、降温中に凝固による発熱ピークが現れた。他の 4 族金属硼化物でもほぼ同じ結果であった。表 1 に、各試料についてピーク温度を掲載した。SUS では純鉄に比べ、若干昇温時溶融ピークが高温側へシフトした。B_4C 粉末では昇温時に Fe-B 化合物の生成反応が原因と考えられる発熱ピークが吸熱ピークの直後に現れた。4 族金属硼化物ではこのような発熱は見られず若干挙動が異なるものの、ほぼ同じ温度で溶融に伴うピークが観測された。熱分析後の粉末試料を観察した結果、B_4C では試料が完全に溶融したことを示す球状となっていたが、4 族金属硼化物との混合物では粉末形状が残り、鉄、SUS が原形を留める可能性があることが分かった。

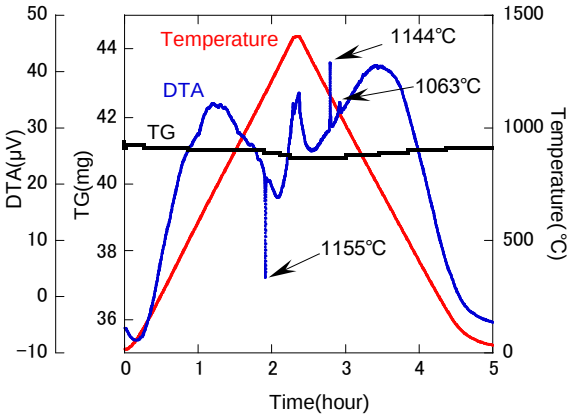


図 1　TiB_2-純鉄系の TG-DTA 結果

表 1 熱分析で確認された反応ピーク温度

試料名	昇温時 吸熱(発熱) ピーク温度(℃)	降温時 発熱 ピーク温度(℃)
B_4C-Fe	1142,1161(発熱)	1328,1070
TiB_2-Fe	1155	1144,1063
ZrB_2-Fe	1158	1158
HfB_2-Fe	1157	1363
B_4C-SUS	1191(発熱),1195	1271,1070,1016
TiB_2-SUS	1234	1365,1274,1163
ZrB_2-SUS	1223	1173
HfB_2-SUS	1221	—

4. まとめ

4 族金属硼化物と鉄、SUS との高温での共存性を調べた結果、B_4C の場合と同様 1100℃以上の温度で共晶反応による溶融が生じるものの B_4C のように溶融反応は進行せず、SUS は原形を留める可能性があることが分かった。今後この反応進行の違いについてさらに調べていく予定である。

*Kenichi Hashizume[1], Yusuke Kido[1] and Kan Sakamoto[2]
[1]Kyushu Univ., [2]NFD.

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

[3G06-09] Fundamental Properties 2

Chair: Ken-Ichi Hashidume (Kyusyu University)

Mon. Mar 28, 2016 10:55 AM - 12:00 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

[3G06] Thermal conductivity of molten B_2O_3-CaO-SiO_2

Junpei Ojima[1], ＊Tsuyoshi Nishi[1], Hiromichi Ohta[1], Sohei Sukenaga[2], Hiroyuki Shibata[2], Hidenori Kawashima[3], Toshiaki Kakihara[3] （1.Ibaraki University, 2.Tohoku University, 3.IHI Corporation）

10:55 AM - 11:10 AM

[3G07] Study of thermal conductivity of actinide dioxides based on first-principles molecular dynamics

＊Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:10 AM - 11:25 AM

[3G08] Oxygen potential and defect chemistry of UO_{2+x}

＊Masashi Watanabe[1], Taku Matsumoto[1], Masato Kato[1], Takeo Sunaoshi[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection Development Company Ltd.）

11:25 AM - 11:40 AM

[3G09] Nanoscopic analysis of oxygen vacancy in nuclear oxide fuel

＊Kenji Konashi[1], Tadao Yato[1], Masato Kato[2], Masashi Watanabe[2], Tsuyoshi Yaita[2], Hideaki Shiwaku[2], Tohru Kobayashi[2], Satoshi Minamoto[3], Kazuki Mori[4] （1.Tohoku University, 2.JAEA, 3.NIMS, 4.CTC）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

B_2O_3-CaO-SiO_2 融体の熱伝導率

Thermal conductivity of molten B_2O_3-CaO-SiO_2

小嶋 純平[1]，*西 剛史[1]，太田 弘道[1]，助永 壮平[2]，柴田 浩幸[2]，川島 英典[3]，柿原 敏明[3]
[1]茨城大学，[2]東北大学，[3]㈱IHI

硼珪酸塩融体の熱伝導率は、溶融炉内の温度を精度良く予測するのに必要不可欠な物性値である。本研究では、表面加熱/表面検出レーザフラッシュ法により、2 元系および 3 元系の硼珪酸塩融体の熱浸透率を系統的に測定し、熱伝導率を評価することで、硼珪酸塩中の硼素の熱的挙動について考察した。

キーワード：硼珪酸塩融体、表面加熱/表面検出レーザフラッシュ法、熱浸透率、熱伝導率

1. 諸言　硼珪酸塩ガラスは、使用済み核燃料から発生する高レベル放射性廃棄物の固化処理用のガラスの最有力候補である。このガラスを調製する上で、溶融炉内のガラスの溶融状態の熱伝導率を精度良く取得することは、溶融炉の安全運転を確保するためのクライテリア作成に必要不可欠である。本研究では、表面加熱/表面検出レーザフラッシュ法[1]を用いて硼珪酸塩融体の熱伝導率を測定し、高温の硼珪酸塩融体に対する硼素の影響について考察する。

2. 実験方法　本研究において作製した硼珪酸ガラス試料の組成を Table 1 に示す。粉砕した試料を白金セルに入れて溶融後、測定温度において白金セルの底面にレーザを照射して、照射後の融体試料への熱の散逸による白金の温度減衰に相当する温度応答曲線を測定する。得られた曲線を最小二乗フィッティングし、熱浸透率を算出した。測定は融点より 150 K 高い温度から、25 K 間隔で凝固点温度までとした。

Table1 Chemical composition of borosilicate melt.

Chemical composition (mol%)		
B_2O_3	CaO	SiO_2
20	30	50

3. 結果及び考察　測定した硼珪酸ガラス融体の一例として、20%B_2O_3-30%CaO-50%SiO_2 融体の熱伝導率を Figure 1 に示す。比較対象として、B_2O_3 と同じ濃度のアルカリ金属酸化物 R_2O(R=Li, Na, K)が含まれる珪酸塩融体の熱伝導率も示した[2]。再現性を確認するため、同一の試料について、2 回測定を行った。今回測定した結果から、温度の上昇に伴い、熱伝導率の値も上昇する傾向が見られ、さらに、硼珪酸塩融体の熱伝導率の方が、R_2O を含む珪酸塩融体の熱伝導率よりも大きくなることも明らかとなった。珪酸塩では、SiO_4 四面体がネットワーク構造を構成し、架橋した酸素が熱を伝えている。R_2O が含まれる珪酸塩融体では、R^+が結合を切断する働きをするが、硼珪酸塩融体では、硼素がネットワーク中に入り込み、結合に影響を与える働きをするため、硼珪酸塩融体の熱伝導率の方が大きくなったと推測される。

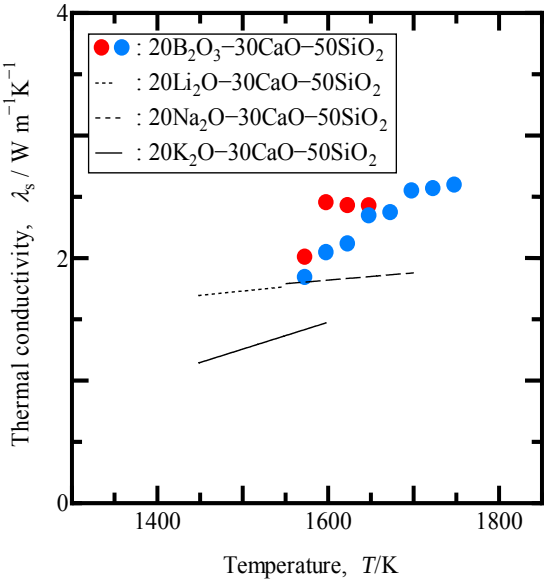


Figure 1 Thermal conductivity of borosilicate and silicate melt.

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 26 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献

[1] H. Ohta, H. Shibata, A. Suzuki and Y. Waseda, “Novel Laser Flash Technique to Measure Thermal Effusivity of Highly Viscous Liquids at High Temperature”, Rev. Sci. Instrum., 72(2001), 1899.

[2] J. Ojima, H. Hasegawa, Y. Shiroki, T. Inose, H. Shibata, S. Sukenaga, H.Ohta, Proc.34th Jpn. Symp. Thermophys, Prop., Toyama (2013), A323.

J. Ojima[1], *T. Nishi[1] H.Ohta[1], S. Sukenaga[2], H.Shibata[2], H. Kawashima[3], and T. Kakihara[3]
[1]Ibaraki Univ., [2]Tohoku Univ., [3]IHI Corp.

第一原理計算による二酸化アクチニドの熱伝導率評価

A Study of thermal conductivity of actinide dioxides based on first-principles molecular dynamics

*中村 博樹[1]，町田 昌彦[2]

[1]日本原子力研究開発機構

燃料の主要成分である二酸化アクチニドの物性に関する知見を得ることは燃料開発において重要な役割を果たす。特に熱伝導率は最も重要な熱物性の 1 つである。本研究では、経験的なパラメータを必要としない第一原理計算によって熱伝導率を評価した。方法としてはフォノンの非調和効果を第一原理計算で算出し、それを用いて熱伝導率を計算した。得られた結果は実験値を十分な精度で再現した。

キーワード：二酸化アクチニド，第一原理計算，熱伝導率，フォノン

1. 緒言

MOX燃料の主要構成要素である二酸化アクチニド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。特に燃料開発において重要となってくる熱物性値は熱伝導率である。これまでにも、分子動力学計算を用いた熱伝導率の評価が多く行われてきた、しかし、通常の古典分子動力学計算では原子間ポテンシャルを経験的に決めることが多く、定量的な評価に関してはポテンシャル依存性が強医結果となっていた。そこで、本研究では、経験的なパラメータにはよらない第一原理計算を用いて、フォノンの非調和効果による熱伝導率を評価し、その定量的な信頼性を調べる。

2. 計算方法

計算の対象とする物質としては、二酸化トリウムを選択した。これは第一原理計算での電子状態計算の負荷を軽減するために最も単純な電子状態を持っている物資を選んだためである。計算に用いたプログラムはVASPコード[1]で、フォノンの非調和項と熱伝導率の評価にはALAMODEパッケージ[2]を用いた。

3. 結果・考察

二酸化トリウムの熱伝導率の計算結果を図に示した。図にあるように文献値[3]をよく再現している。発表では二酸化トリウム以外の二酸化アクチニドについても考察する。

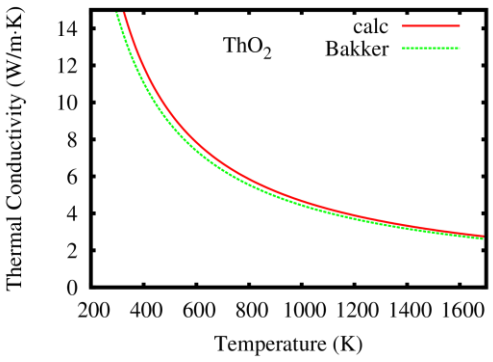


図 1:ThO2 の熱伝導率。計算結果(赤)と文献値(緑)を比較した。

参考文献

[1] G. Kresse and J. Furthmüller, Phys. Rev. B54, 11169 (1996).

[2] T. Tadano, Y. Gohda, and S. Tsuneyuki, J. Phys.: Condens. Matter 26, 225402 (2014).

[3] K. Bakker, et al., J. Nucl. Mater., 250, 1 (1997).

---

*Hiroki Nakamura[1], and Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

UO_{2+x} の酸素ポテンシャルと欠陥化学

Oxygen potential and defect chemistry of UO_{2+x}

*渡部 雅[1]，松本 卓[1]，加藤 正人[1]，砂押 剛雄[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社

これまでデータが限られていた1673-1873 Kの温度領域におけるUO_{2+x}の酸素ポテンシャルを精度良く測定することに成功し、得られたデータを欠陥化学モデルにて評価した。

キーワード：酸素ポテンシャル、欠陥化学

1. 緒言

UO_2の酸素ポテンシャルについては先行研究が多数存在するが、1673-1873 Kの高温領域における定比組成近傍の酸素ポテンシャルデータは限られている。一方、Katoらが(U, Pu)O_2の酸素ポテンシャルを温度、O/M比及びPu含有量を変数として定式化したが[1]、UO_2の酸素ポテンシャルはUO_2-PuO_2固溶体の酸素ポテンシャルを評価するうえで重要なデータである。

本研究ではUO_{2+x}の酸素ポテンシャルデータを気相平衡法によって測定し、これまでデータが限られていた1673-1873 Kの温度範囲まで拡張することを目的とした。また、得られたデータを欠陥化学モデルにより評価し、先行研究と併せて比較・整理した。

2. 実験

UO_2粉末をペレットへ成型した後、加湿したAr-4.5%H_2ガス中で1923 Kの焼結を行い試料とした。試料のO/U比変化は熱天秤にて測定した。測定時の温度は1673、1773及び1873 Kの三水準とし、雰囲気中の酸素分圧を変化させた際の熱重量変化からO/U比変化を算出した。

3. 結果・考察

図1に1673、1773及び1873 KにおけるUO_{2+x}のO/U比と酸素分圧(Po_2)の関係を示す。定比組成からのずれxは、$Po_2^{1/n}$に比例することが知られており、nは欠陥の種類に特有な値である。図1の酸素ポテンシャルデータをn = +2の領域と仮定し、フィッティングを実施すると以下の式を得た。

$$x = 7.08\times10^{5}\exp\left(-8500/RT\right)P_{O_2}^{1/2}$$

上式の計算結果は図において実線で表されるが、実験結果とよく一致することがわかる。

先行研究によると$UO_{2\pm x}$について hyper-stoichiometric region ではnは+2及び+6、hypo-stoichiometric region ではnは-3となることが報告されている[2]。この報告をもとに高温領域における$UO_{2\pm x}$のBrouwer図を作成した。

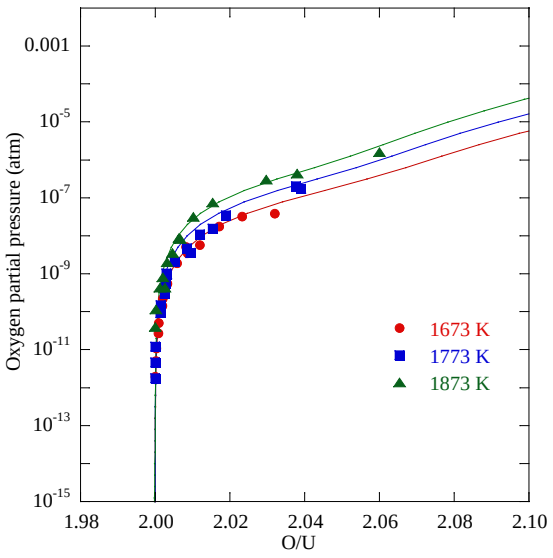


図1　1673-1873 KにおけるUO_{2+x}のO/U比と酸素分圧の関係

参考文献

[1] M. Kato et al., J. Nucl. Mater., 414 (2011) 120
[2] A Nakamura and T Fujino, J. Nucl. Mater., 140 (1986) 113

*Masashi Watanabe[1], Taku Matsumoto[1], Masato Kato[1] and Takeo Sunaoshi[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company Ltd.

酸化物核燃料における酸素空孔のナノ解析

Nanoscopic Analysis of Oxygen Vacancy in Nuclear Oxide Fuel

*小無 健司[1]，八登 唯夫[1]，加藤 正人[2]，渡部 雅[2]，矢板 毅[2]，
塩飽 秀啓[2]，小林 徹[2]，源 聡[3]，森 一樹[4]
[1]東北大学，[2]原子力機構，[3]NIMS，[4]CTC

酸化物核燃料における不定比組成と酸素ポテンシャルの関係を、理論的手法（第一原理計算）、実験的手法（ラマン分光法、XAFS 測定）を用いて微視的観点から考察する。

キーワード：核燃料，酸素空港，ナノ解析

1. はじめに

Pu 酸化物又は Pu を含んだ混合酸化物（MOX）は、酸素不足型の不定比性化合物である。即ち酸素空孔を含んだ不完全結晶である。本研究では、Pu 酸化物の酸素空孔を理論的手法（第一原理計算）、実験的手法（ラマン分光法、XAFS（X 線吸収微細構造）測定）を用いて微視的観点から研究し、不定比組成が酸化物燃料の重要な物性の一つである酸素ポテンシャルに及ぼす影響を考察する。

2. ナノ解析

2-1. 第一原理計算結果[1]

第一原理計算を実施したところ Pu 酸化物の結晶格子から酸素を取り除くと、酸素に引き寄せられていた２個の電子の一部は酸素空孔に最近接の４つの Pu の軌道に入り酸素空孔の周辺に留まる事が示された。この電子密度の変化によって空孔周りの原子配置が結晶格子位置から図１に示すように変位する。

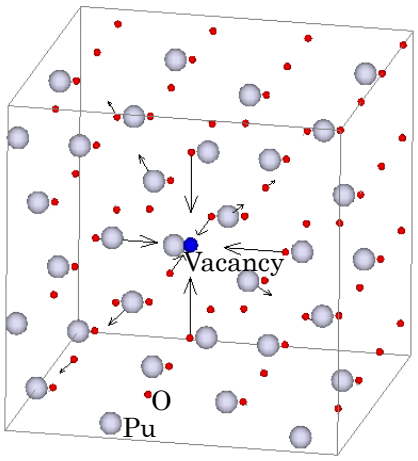


図１酸素空孔周りの格子の歪み

2-2. XAFS 実験結果

大型放射光施設 SPring-8 を用いて XAFS 実験を実施した。実験には Pu 酸化物の代わりに Ce 酸化物を用いた。還元により O/Ce 比が２から下がると Ce の XAFS スペクトルの K 端が低エネルギー側にシフトすることが示された。これは、酸素空孔近くの Ce の原子価が＋４から＋３に変化していることを示す。

2-3. Raman 分光結果

本実験にも Pu 酸化物の代わりに Ce 酸化物を用いた。Raman 分光によって原子間の振動モード（F2g）を調べた。その結、果酸素空孔密度の増加によりピークが低端数側にシフトするが、O/Ce 比が 1.98 よりも小さくなるとピークのシフトの量が小さくなることが分かった。これは酸素空孔密度の増加により空孔－空孔間相互作用が大きくなったことを示す。

3. 酸素ポテンシャルモデル

上記のナノ解析の解析結果を用いた Pu 酸化物の酸素ポテンシャルモデルを下記に示す。

$$\frac{1}{2}\ln(P_{O_2}) = -\ln\left(\frac{x}{2-x}\right) - \frac{g_{vO}}{k_B T} - \frac{z_O \xi_{vO}}{2k_B T}x$$

ここで、x：定比組成からのずれ、g_{vo}：空孔生成エネルギー（4.2eV）、z_o：酸素の配位数、ξ_{vo}：相互作用エネルギー（-0.3eV）、k_B：Boltzman 定数を表す。

参考文献

[1] Minamoto, M. Kato and K. Konashi, J. Nucl. Mater. 412, 3(2011) 338-341.

*Kenji Konashi[1], Tadao Yato[1], Masato Kato[2] , Masashi Watanabe[2], Tsuyoshi Yaita[2], Hideaki Shiwaku[2], Touru Kobayashi[2], Satoshi Minamoto[3], Kazuki Mori[4], [1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]NIMS, [4]CTC

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

[3G10-13] Measure for failure of containment vessel

Chair: Tsuyoshi Nishi (Ibaraki University)

Mon. Mar 28, 2016 2:45 PM - 3:55 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

[3G10] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

＊Munemichi Kawaguchi[1], Shinya Miyahara[1], Masayoshi Uno[2] （1.JAEA, 2.Fukui Univ.）

2:45 PM - 3:00 PM

[3G11] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

＊Ikuo Yamamoto[1], Masayoshi Uno[1], Shinya Miyahara[2], Munemichi Kawaguchi[2] （1.University of Fukui, 2.JAEA）

3:00 PM - 3:15 PM

[3G12] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor.

＊Keisuke Yokoyama[1], Masayoshi UNO[1], Yukihiro MURAKAMI[1] （1.University of Fukui）

3:15 PM - 3:30 PM

[3G13] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

＊Masayoshi UNO[1], Keisuke YOKOYAMA[1], Murakami YUKIHIRO[1] （1.University of Fukui）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 (7)フェーズフィールド法によるナトリウムとコンクリートの反応解析

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(7) Simulation of Sodium-concrete Reaction Behavior using Phase-field Model

*河口 宗道[1]，宮原 信哉[1]，宇埜 正美[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]福井大学

Na とコンクリートの反応挙動について、フェーズフィールド法を用いた反応解析を行った。Na-コンクリート反応の停止機構に関する研究の一環として、反応解析の結果を報告する。

キーワード：シビアアクシデント，高速炉，Na-コンクリート反応（SCR），フェーズフィールド法

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉では、冷却材の Na が漏えいした場合でも、SCR を防止する鋼製ライナーが設置されているが、安全評価上 SCR が発生した場合の反応機構を把握しておくことは重要である。本研究は、SCR の反応停止機構の解明を目的として、Na プール中の反応生成物の熱力学計算及びフェーズフィールド法[1]を用いた反応解析を行った。

2. 計算方法

過去の SCR 試験を踏まえて、Thermo-calc SSUB5 を用いた Na-Si-O 系の熱力学計算を実施し、試験で得られた反応生成物の濃度分布を比較して、SCR での主要相の特定、ギブス自由エネルギー等の熱力学計算を実施した。また熱力学計算と連成させたフェーズフィールド法を用いた反応解析を実施した。

3. 結果・考察

熱力学計算及び過去の SCR 試験から、反応生成物は Na とコンクリート主成分の SiO_2 が主要構成要素であり、その濃度分布は $Na\text{-}Na_2O\text{-}SiO_2$ 相内に位置した。コンクリートには Al_2O_3／CaO も含まれるため、Na-Si-O 系に数%の Al 及び Ca を混合した系も検討したが、Al／Ca の依存性は小さく、SCR では Na と SiO_2 の反応（$4Na+3SiO_2 \rightarrow 2Na_2SiO_3+Si$ あるいは $4Na+2SiO_2 \rightarrow Na_4SiO_4+Si$）が重要であった。反応生成物が $Na\text{-}Na_2O\text{-}SiO_2$ 相内に位置した理由は、反応生成物がケイ酸 Na と液体 Na の混合物であることを示唆している。

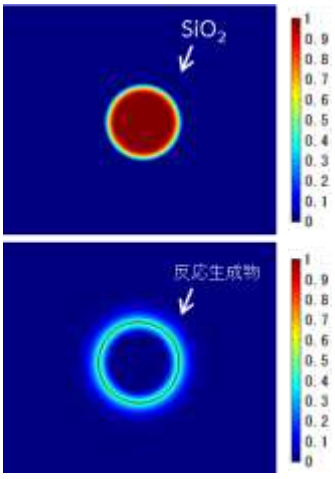


図. 反応生成物の生成状況

また SCR 反応生成物の状態を考察するために、熱力学計算と連成させたフェーズフィールド法を用いた SCR 反応解析を実施した。Na プール中での SiO_2 粒子（約 10 μ m）は、Na／SiO_2 の拡散境界層で反応・拡散するが、$Na\text{-}SiO_2$ 反応は拡散より相対的に速いために、境界層で主に反応生成物（ケイ酸 Na、Si）が発生し、Na 中の SiO_2 粒子は周囲に発生した反応生成物により拡散が制限される結果となった。

謝辞 本研究は文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」として福井大学および再委託先の JAEA が実施した成果の一部である。

[1] Yaochan Zhu, et.al, “Numerical Modeling Chemical Vapor Infiltration of SiC Composites”, Journal of Chemistry, 2013

*Munemichi Kawaguchi[1], Shinya Miyahara[1] and Masayoshi Uno[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Fukui Univ.

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 (8)熱力学計算によるナトリウム存在下のデブリの相平衡状態の評価

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(8) Estimation of phase equilibrium state of fuel debris under sodium by thermodynamic calculation

*山本　郁夫[1]，宇埜　正美[1]，宮原　信哉[2]，河口　宗道[2]

[1]福井大学，[2]原子力機構

ナトリウム存在下のデブリの相状態について、熱力学計算による評価及び反応モデルの構築を行っている。本報では、Thermo-Calc を用いた熱力学計算により、ナトリウムウラネート系で生成する化合物を予測した。

キーワード：高速炉、メルトスルー、ナトリウム、コンクリート、熱力学計算

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の安全性向上を図る上では、様々なリスクに対する評価が重要である。リスクの 1 つとして、溶融炉心物質がメルトスルーした場合を想定すると、冷却材のナトリウムと溶融炉心物質はコンクリートと相互作用することになる（ナトリウム-デブリ-コンクリート相互作用）。このときデブリの化学平衡状態はナトリウムの存在により、軽水炉と異なる可能性がある。本研究では、試験研究で報告されているナトリウムウラネート化合物について、Thermo-Calc SSUB5 による熱力学計算を行った。

2. 計算方法　Thermo-Calc の熱力学データーベース、SSUB5 には、$NaUO_3$、Na_3UO_4、Na_2UO_4、$Na_2U_2O_7$ の 4 つの化合物が収録されており、ギブスの自由エネルギーの値を用いて安定なナトリウムウラネート化合物を計算することができる。

3. 計算と考察　Thermo-Calc SSUB5 を用いて計算した Na-U-O 状態相図を図 1 に示す。また、文献[1]（★：不活性雰囲気、450～800℃で、Na+Na_2O と $U_{0.7}Pu_{0.3}O_2$ との反応条件）による試験結果では Na_3UO_4 が最も生成されやすい化合物と報告されているが、この状態図からも Na_3UO_4 が生成されうることが示唆される。従ってナトリウムウラネート系においても Thermo-Calc による熱力学計算は妥当な結果を与えていることが分かる。

ナトリウムウラネート系において生成しやすい化合物を考察するために、温度に対する各化合物の酸素ポテンシャルを計算した。Na_3UO_4 は、$Na_2U_2O_7$ や Na_2UO_4 の化合物よりも平衡酸素ポテンシャルは低く、低酸素条件では比較的安定と考えられる。そのため酸素供給がある場合では、$Na_2U_2O_7$ や Na_2UO_4 の化合物が生成するようになり、生成されるナトリウムウラネート化合物は反応物や雰囲気等の周囲の酸素条件から影響を受ける。

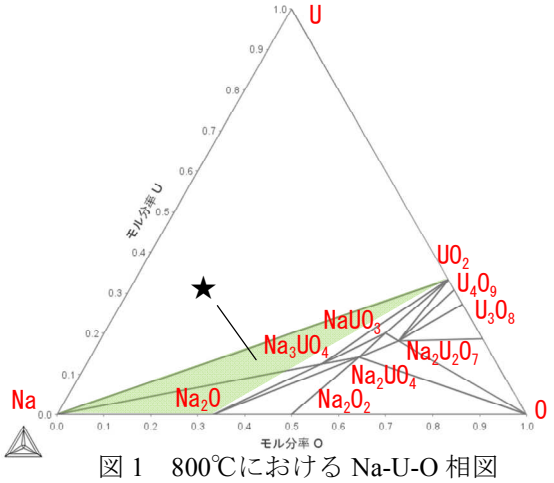


図 1　800℃における Na-U-O 相図

謝辞　本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、福井大学が実施した平成 25 及び 26 年度「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] M.A.MIGNANELLI and P.E.POTTER, Journal of Nuclear Materials 125(1984)182-201

*Ikuo Yamamoto[1], Masayoshi Uno[1], Shinya Miyahara[2] and Munemichi Kawaguchi[2]

[1]University of Fukui, [2]JAEA

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 (9) ナトリウムウラネートの合成

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor
(9) Preparation of Sodium Uranate

*横山　佳祐，　宇埜　正美，　村上　幸弘
福井大学

ナトリウムウラネートの単相試料の合成を試み、ほぼ純粋な Na_4UO_4、$NaUO_3$、$Na_2U_2O_7$ と Na_2UO_4 が得られた。焼成温度や雰囲気などの作製条件と得られる化合物について報告する。

キーワード：燃料，ナトリウム冷却高速炉，シビア・アクシデント，ナトリウムとウランの反応，ナトリウムウラネート

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉でシビア・アクシデントが発生した場合の事故シナリオの精度を向上させるためには、事故後の燃料デブリやコンクリートの反応挙動の理解が重要である。本研究では、ウランとナトリウムとの反応において生成されると報告されているいくつかのナトリウムウラネート($Na_xU_yO_z$)の単相試料の合成を目的として、この反応系でのナトリウムウラネートの合成条件をまとめた。

2. 実験

本研究では、酸化ウラン(UO_2)と酸化ナトリウム(Na_2O)或いは炭酸ナトリウム(Na_2CO_3)を出発物質として使用した。これらを目的のナトリウムウラネートの化学量論比で混合し、約 100 MPa の圧力でプレスした後、常圧加熱により合成した。合成は焼成温度、焼成雰囲気、焼成時間をパラメーターとして合成を行った。反応焼成により得られた試料を粉末化し、粉末 X 線回折装置(Ultima Ⅳ:Rigaku Corporation)により同定、および定量分析を行った。

3. 結果・考察

単相試料の合成が成功したナトリウムウラネートは、ウラン価数が 4 価の Na_4UO_4、5 価の $NaUO_3$、6 価の $Na_2U_2O_7$ と Na_2UO_4 の 4 つである。図 1 に例として、空気中、850℃、49 時間の条件で作製された $Na_2U_2O_7$ の粉末 X 線回折測定結果を示す。解析の結果、1%の U_3O_8 が混在しているが、ほぼ純粋な $Na_2U_2O_7$ が得られていることが確認された。

本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、福井大学が実施した平成 25 及び 26 年度「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果の一部である。

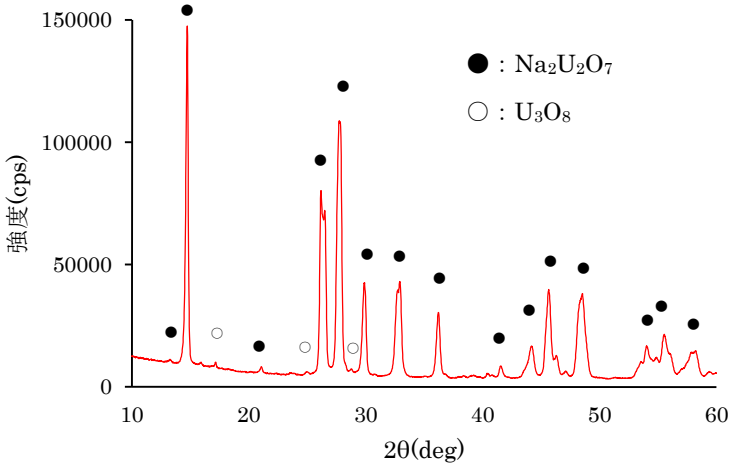


図 1　$Na_2U_2O_7$ の粉末 X 線測定結果

*Keisuke Yokoyama, Masayoshi Uno, Yukihiro Murakami
University of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 (10) ナトリウムウラネートの熱物性

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor
(10) Thermal properties of Sodium Uranate

＊宇埜　正美,　横山　佳祐,　村上　幸弘
福井大学

ナトリウムウラネートの 1 つであり比較的安定な $Na_2U_2O_7$ について、室温から 1200℃までの温度範囲における熱膨張、比熱、熱伝導率を測定した。これら熱物性の温度依存性および熱的挙動について報告を行う。
キーワード：燃料, ナトリウム冷却高速炉, シビア・アクシデント, ナトリウムウラネート

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉でシビア・アクシデントが発生した場合の事故シナリオの精度の向上のために、事故後の燃料デブリの挙動が重要である。本研究では、ナトリウムウラネートの熱物性および熱機械的性質の測定を行い、その温度依存性および熱的挙動について考察した。

2. 実験

$Na_2U_2O_7$ は直前の発表で報告するように、UO_2 と Na_2CO_3 を化学量論比で混合した試料を用いて、空気中、850℃、49 時間の反応で合成した。比熱は熱重量 - 示差走査熱量測定(TG-DSC)(NETZSCH Grape, STA 449c/6/MFC/G Jupiter)を用いて、室温～800℃まで測定を行った。熱拡散率はレーザーフラッシュ法熱定数測定装置(TC-9000H, ULVAC-RIKO)を用いて、室温～1200℃まで測定を行った。熱膨張は示差熱膨張計(DIL 402 PC:NETZSCH)を用いて、室温～1200℃まで測定を行った。高温 X 線回折測定も行い、格子定数の温度依存性評価を行った。

3. 結果・考察

図 1 に代表例として $Na_2U_2O_7$ の熱膨張の測定結果を示す。400℃以上での線熱膨張係数は、1.53×10^{-5} 1/T であった。$Na_2U_2O_7$ は相転移点を 2 つ持ち、約 400℃において、α - $Na_2U_2O_7$ から β - $Na_2U_2O_7$ への相転移が、約 1100℃において、β - $Na_2U_2O_7$ から γ - $Na_2U_2O_7$ への相転移することが報告されている [1]。約 400℃で熱膨張係数の大きな変化はこの相転移に相当し、それは TG-DSC でも確認している。

本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、福井大学が実施した平成 25 および 26 年度「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果の一部である。

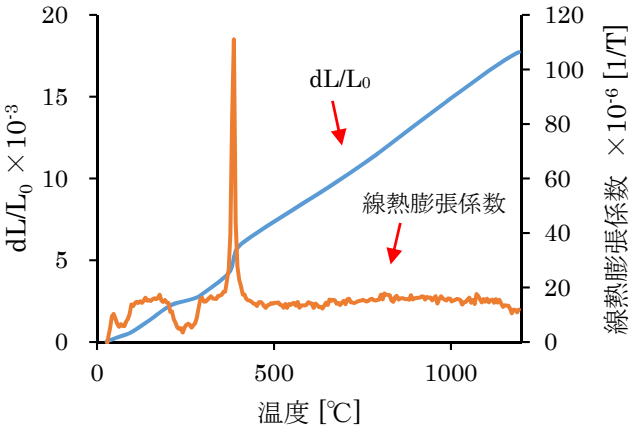


図 1　$Na_2U_2O_7$ の熱膨張測定結果

参考文献

1) A. L. Smith, P. E. Raison, J. Inorg. Chem. 53 (2014) 375-82.

---

*Masayoshi Uno, Keisuke Yokoyama, Yukihiro Murakami, University of Fukui

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

[3I01-06] Predisposal management of Fukushima Accident waste 5

Chair: Yaohiro Inagaki (Kyushu Univ.)

Mon. Mar 28, 2016 9:30 AM - 11:00 AM Room I (Lecture Rooms B B200)

[3I01] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

＊Hiroyuki Sato[1], Shigeru Kimura[2], Isao Yamagishi[2], Akira Ikeda[3], Takeshi Okita[3] （1.Thermal-Hydraulics Technology Development Section, Fast Reactor Technology Development Department, Oarai Research and Development Center, JAEA, 2.Storage Equipment Soundness Evaluation Group, Waste Management Division, Nuclear Science Research Institute, JAEA, 3.First Fuel Cycle System Group, Chemical System Design &Engineering Dept., Isogo Nuclear Engineering Center, Toshiba Corporation Power Systems Company）

9:30 AM - 9:45 AM

[3I02] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

＊MAKOTO ARISAKA[1], ISAO YAMAGISHI[1] （1.JAEA）

9:45 AM - 10:00 AM

[3I03] Development of Glass Composite Waste forms for Spent Adsorbent

＊Mamoru Kamoshida[1], Tsuyoshi Ito[1], Kenji Noshita[2], Takashi Asano[2] （1.Hitachi Ltd., 2.Hitachi-GE nuclear energy Ltd.）

10:00 AM - 10:15 AM

[3I04] Development of Glass Composite Wasteforms for Fukushima Wastes

RK Chinnam[1], ＊William Lee[1], Mamoru Kamoshida[2] （1.CNE, Imperial College London, 2.Hitachi Ltd.）

10:15 AM - 10:30 AM

[3I05] Hot Isostatic Pressing of Simulant Radioactive Wastes from the Fukushima and Sellafield Sites

＊Neil Hyatt[1], S. Thornber[1], P. Heath[1] （1.The University of Sheffield）

10:30 AM - 10:45 AM

[3I06] Fundamentals of multifunctional geopolymer pebble preparation method

＊Toshiharu Terasawa[1], Isamu Kudou[2], Toru Ogawa[1], Hisayuki Suematsu[1] （1.Graduate school of Nagaoka University of Technology, 2.ADVAN ENG. co., ltd.）

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

廃ゼオライトの長期保管方策の検討
（10）SARRY 吸着塔のセシウム吸着分布試験

Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel
(10) Experiment of adsorption distribution of non-radioactive cesium
in a spent zeolite adsorption vessel, SARRY

*佐藤博之[1]，木村茂[1]，山岸功[1]，池田昭[2] 沖田壮史[2]
[1] IRID/JAEA，[2] 東芝

福島第一原子力発電所事故の水処理で発生する廃ゼオライト吸着塔の長期保管方策検討の一環として、吸着塔の腐食評価に影響する内部環境（セシウム（Cs）による放射線、崩壊熱等）を推定するため、実寸大の SARRY 吸着塔内部試験体を用いて、非放射性セシウムの吸着分布試験を行った。その試験概要と成果について報告する。

キーワード：福島原発、ゼオライト吸着塔、長期保管、非放射性セシウム

1. 緒言

福島原発事故の滞留水処理で使用済みとなった吸着塔は、塩分腐食を防ぐために、内部を淡水で洗浄し保管されている。しかし、残留する塩分量によっては腐食への影響も懸念されることから、原子力機構では海水系小規模試験および KURION 実機吸着塔を用いた洗浄試験を通して、洗浄効果を検証し[1] [2]、残水蒸発に伴い容器付近の塩分濃度が低下する可能性[3]を明らかにした。本研究では、実寸大の SARRY 吸着塔内部試験体（内径約 90cm）を用い、発熱分布の元になるゼオライトの Cs 吸着分布について調査した。

２．セシウム吸着分布の予備解析

機構が所有する ZAC-CE コード[4]を用いて、吸着塔試験体内部に十分な深さの Cs 分布が形成される通水条件を予備解析した。解析用パラメータは、SARRY 稼働後の滞留水組成を考慮し、塩化物イオン濃度 6,000 ppm-Cl の NaCl 溶液（含 1 ppm-Cs）で小型カラム（内径 2 cm）試験を実施して取得した。図 2 に示す予備解析結果から、ICP-MS 計測下限までの深さ方向の Cs 濃度差が明確になる通水条件として 6,000 ppm-Cl、8 ppm-Cs を選択した。

３．試験内容

試験装置（図１）は塩分洗浄試験[5]に用いたものである。タンクに NaCl+Cs 溶液（6,000 ppm-Cl、8 ppm-Cs）を作成し、流速 15 m³/h、2.4 m³/回の条件で、総通水量 50.4 m³ を通水した。通水後、純水で洗浄し、専用の取出し治具を用いて試験体軸方向のゼオライトを採取した。吸着された Cs を熱濃硝酸で溶出させ、ICP-MS で液中 Cs 濃度を計測して Cs 吸着分布を求めた。

発表では、SARRY 吸着塔内部試験体内のゼオライトに吸着された Cs 濃度分布の測定結果、並びに ZAC-CE コード解析結果との比較について報告する。

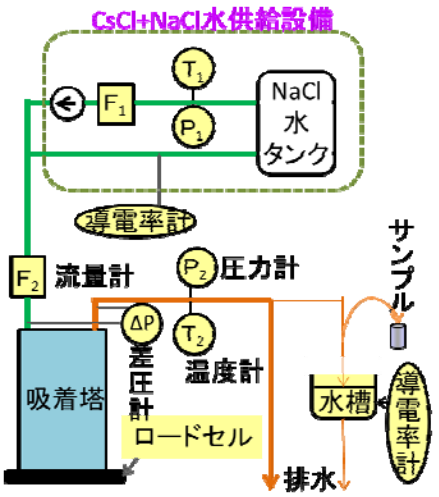


図１　試験装置概要

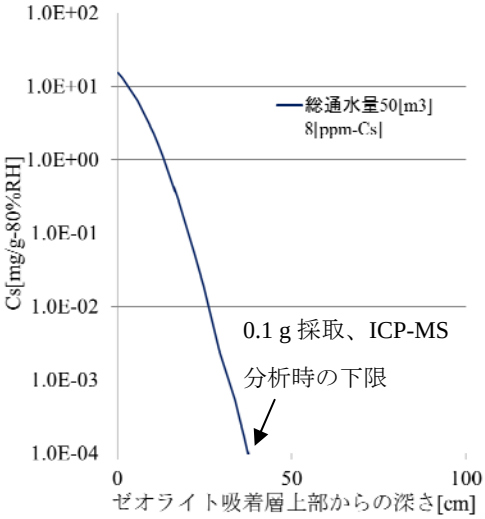


図２　Cs 分布試験前の予備解析例

参考文献

[1] 佐藤他、2013 年秋の大会 N20、[2] 佐藤他、2014 年春の年会 H24、[3] 山岸他、2015 年秋の大会 I08、[4] 森田他、2014 年春の年会 H13、[5] 佐藤他、2015 年春の年会 A08

本成果は、経済産業省／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）」の一部である。

---

* Hiroyuki SATO [1], Shigeru KIMURA [1], Isao YAMAGISHI [1], Akira IKEDA [2] and Takeshi OKITA [2]
[1] IRID/JAEA., [2] TOSHIBA.

廃ゼオライトの長期保管方策の検討
（11）ゼオライトの保水性能評価

Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel
(11) Evaluation for water retention performance of zeolite

*有阪　真[1]，山岸　功[1]
[1]IRID/JAEA

セシウム吸着装置（KURION）で用いられるゼオライト吸着材（Herschelite）を希釈人工海水と共に円筒容器に充填し、排水後の充填層に保持される水の水位を指標として Herschelite の保水性能を評価した結果、保水性能と充填密度には正の相関があることがわかった。

キーワード：汚染水処理，ゼオライト，保水性能

1. 緒言
使用済吸着塔の長期にわたる保管の安全性を評価するには、塔内の残存水が水素発生や腐食発生の原因となることから、塔内の水の分布に関する知見を得ることが重要である。次項に示す試験の結果に基づき、ゼオライト充填層に保持される水の水位とその充填密度との相関について検討した。

2. 試験方法
ゼオライトは、KURION 社の Herschelite を用いた。25℃、相対湿度 80%の状態で 1296 g の Herschelite を分取し、目開き 355 μm のふるい上で純水を用いて微粉を除去した。八洲薬品社の人工海水アクアマリンを用いて Herschelite 粒子間の空隙水を 5 回のバッチ洗浄により人工海水に置換した後に充填した。人工海水中の塩化物イオン濃度は、KURION 保管開始時の最大初期濃度 200ppm[1]となるよう希釈した。なお、充填密度は次式で計算した。

充填密度[g/cm^3] = 充填量[g]÷(容器底面積[cm^2]×層高[cm])

試験容器は、下部に排水孔（直径 0.5 mm または 5.0 mm の管状）を持つ内径 10 cm の透明な円筒容器を用いた。Herschelite の層高を変えることによりその充填密度を調整し、試験開始時の初期水位は Herschelite の層高に合わせた。時間毎の排水重量を電子天秤で、排水停止時の水位（保持水位）を目視で測定した。

3. 試験結果・考察
図 1 に充填密度が 0.69 g/cm^3 の場合の排水重量の経時変化を示す。容器の排水孔径に依らず 4 時間を超えると排水は停止し、保持水位は同じ値が得られた。そこで、排水開始 5 時間後の水位を保持水位と定義し、Herschelite の保水性能を評価した。

図 2 に排水孔径 0.5 mm の場合の保持水位の充填密度との関係を示す。参考に初期水位（層高）も示す。本試験の充填条件範囲（0.59 - 0.69 g/cm^3）では、保持水位と充填密度の間には、正の相関があることがわかった。充填密度の増加に伴う粒子間の空隙体積の減少により空隙の自由水が動きにくくなるためと考えられる。

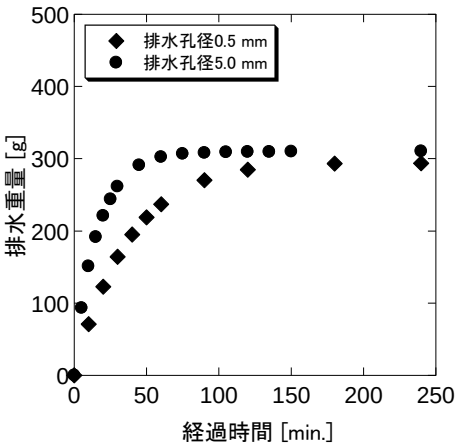


図 1　排水重量の経時変化（充填密度：0.69 g/cm^3）

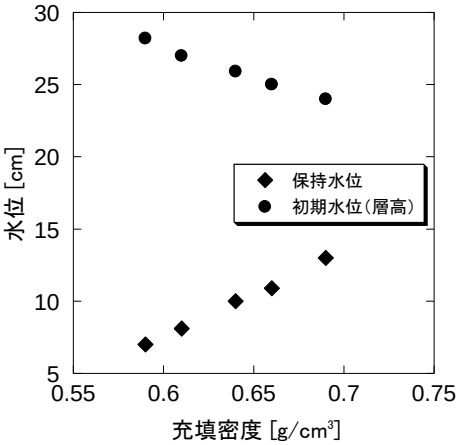


図 2　初期水位と保持水位の充填密度との関係（排水孔径：0.5 mm）

参考文献
[1] 「東京電力（株）福島第一原子力発電所事項に係る廃止措置及び環境回復への原子力機構への取り組み（2014 年版）」p.50-51. JAEA 福島研究開発部門（http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat05/index.html）

本成果は、経済産業省／平成 25 年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故廃棄物処理・処分技術の開発）」の一部である。

*Makoto Arisaka[1] and Isao Yamagishi[1]
[1] IRID/JAEA

廃吸着剤向けガラス固化体の開発
－(I) 廃吸着材向け廃棄物固化体－

Development of Glass Composite Waste forms for Spent Adsorbent
-(1)- Waste form for spent adsorbent－

*鴨志田　守[1]　堤口　覚[1]　伊藤　剛[1]　野下　健司[2]　浅野　隆[2]
[1]日立・研開，[2]日立・GE

放射性の Cs 及び Sr を吸着した使用済みの廃吸着材の処理を目的に、オフガス設備を最小化可能な新概念の固化方法の開発を行っている。本報告では低融点ガラス（LMG）を用いた固化方法に着目し、固化方法の成立性を検証した。

キーワード：放射性核種、ストロンチウム、低融点ガラス、固化体

1. 緒言

高線量及び短半減期である放射性の Cs 及び Sr を吸着した廃吸着材は、従来までに処理、処分の実績がない放射性廃棄物である[1]。この廃棄物を一時的に安定保管させるため、低融点ガラスと崩壊熱を利用するオフガス設備を最小化可能な固化方法をインペリアルカレッジロンドン（ICL）と開発している。日立は Sr 吸着材、ICL では Cs 吸着材を対象に固化体の作製を行い、概念の成立性を検討した。

2. 実験

廃吸着材の模擬物質として Sr 吸着材を純水で 30 分間洗浄した後、大気中で乾燥処理を行った。LMG として一般的で物性値が知られている鉛ホウケイ酸ガラス（PBS）を選択し、Sr 吸着材と混合した。添加した Sr 吸着材は PBS に対して 10 wt%である。混合した粉末状の各出発物質を約 10 分間乳鉢で磨り潰した後、アルミナ性のるつぼに入れ、700 ℃で 30 分間加熱した。加熱を終了した固化体を電気炉から取り出し、室温で冷却した後、X 線回折測定で分析を行った。

3. 結果

図 1（a）に PBS に Sr 吸着材を 10wt%添加して作製した固化体の外観を示す。粉末状の試料が溶解して一体化した事が確認できた。また、アルミナるつぼからの剥離は無かった。図 1（b）に固化体の X 線回折パターンを示す。測定結果からガラスのブロードなピークが確認された。つまり、本実験条件では PBS と Sr 吸着材のガラス固化体の作製が可能であった。従来の報告[2]では、本試験の加熱条件と同様の約 700 ℃で Cs が吸着材から揮発すると報告されている。本試験と同様の 700 ℃以下で融解する LMG を用いれば、オフガス設備の容量を抑制できる。

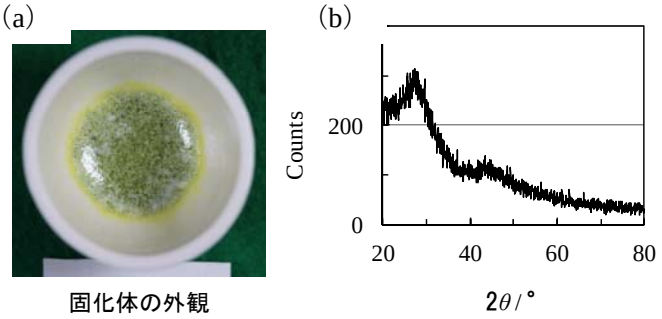


図 1　(a) ガラス固化体の外観と (b) X 線回折パターン

参考文献
[1] 宮本　泰明: 「放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発」、IRID シンポジウム資料、
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2014/07/Sympo_Miyamoto_J.pdf
[2] 三村均、菅野卓治：日本原子力学会誌, vol 20 (4), 1978.

* Mamoru Kamoshida[1], Akira Tsutsumiguchi[1], Tsuyoshi ITO[1], Kenji Noshita[2], Takashi Asano[2]
[1]Hitachi Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Power Energy Ltd.

Development of Glass Composite Wasteforms for Spent Adsorbent Wasteforms for Zeolite

D Pletser[1], RK Chinnam[1], *WE Lee[1] and M Kamoshida[2]
[1]Imperial College London, [2]Hitachi, Ltd.

Large volumes of spent adsorbent have been produced. Due to volatilisation concerns of Cs and Sr a low temperature immobilisation process is sought to permanently dispose these spent adsorbents. A commercial chabazite was used as a model waste and an immobilisation process using lead borate (PB) and lead borosilicate (PBS) low melting temperature glass compositions was designed to form durable Glass Composite Material (GCM) wasteforms. The results, with up to 40 wt.% waste loading in PBS and 30 wt.% in PB, at a maximum temperature of < 600°C are presented here.

Keywords: vitrification, low melting glass, adsorbent

1. Introduction

There is no experience for treatment of high dose spent adsorbent which includes radioactive Sr and Cs.[1] In this collaborative project between Imperial College London and Hitachi Ltd. Japan a suitable wasteform is being developed.

2. Experimental

PBS and PB glasses were sintered with 10-40 wt.% calcined commercial chabazite under various temperature/time (T/t) profiles in air and densified by a viscous flow mechanism. Microstructures were examined by SEM/EDS to confirm densification of the produced wasteforms.

3. Results-Conclusion

Both PB and PBS simulant wasteforms were produced at temperatures below 600°C which should ensure retention of Cs and Sr. Careful control of the T/t profiles was needed to prevent sealing off of the wasteforms by formation of a glaze coating, and so enable release of volatile species and avoidance of bloating. PBS wasteforms were loaded with up to 40 wt.% chabazite and showed dense final microstructure (Figure 1). PB wasteforms were loaded with up to 30 wt.% chabazite and sintered. PB wasteforms showed signs of foaming (Figure 2), despite strict T/t control. Work continues to improve densification on the PB wasteforms. The initial results reveal this is a promising route for processing of spent adsorbents and confirms that low temperature immobilization of volatile radwaste is possible.

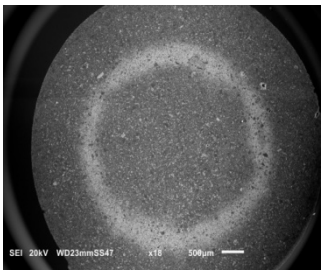


Figure 1 Cross-sectional SEM micrograph of a pellet of 40 wt.% chabazite in PBS showing a dense microstructure

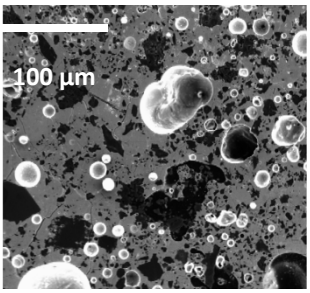


Figure 2 Cross-sectional SEM micrograph of a pellet of 30 wt.% chabazite in PB showing a foamed microstructure

[1]Yasuaki Miyamoto: R&D on the Radioactive Waste Treatment and Disposal, Symposium of IRID, http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2014/07/Sympo_Miyamoto_J.pdf

Hot isostatic pressing of simulant radioactive wastes from the Fukushima and Sellafield sites.

The University of Sheffield, UK, NC Hyatt*, S Thornber, PG Heath, LJ Gardner, RJ Hand, CL Corkhill, and MC Stennett

Decommissioning and clean up of nuclear facilities requires the development of new technologies to condition radioactive wastes, producing passively safe waste packages of minimal volume, to reduce storage and disposal costs. We have applied hot isostatic pressing to demonstrate conceptual wasteforms for plutonium residues, ion exchange materials, and sludges present on the Sellafield site, UK, and Fukushima site, Japan. This approach yields durable glass, glass-ceramic, and ceramic wasteforms, with minimal voidage and porosity, in which the radionuclide partitioning between glass and ceramic phases can be controlled by wasteform composition and processing parameters.

Keywords: Waste forms, Glass, Ceramic, Glass-Ceramic, Hot Isostatic Pressing.

1. Introduction.

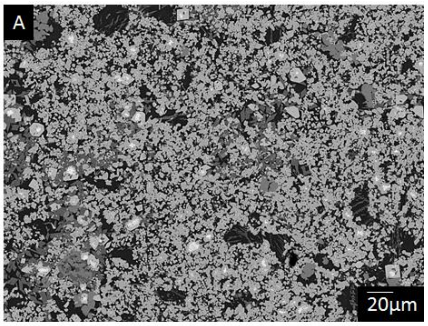
Hot Isostatic Pressing (HIPing) utilises a combination of high temperature and applied pressure (argon gas, 10-200 MPa) to achieve incorporation of radionuclides into a ceramic or glass host phase, by melting or solid state reaction, with simultaneous exclusion of entrained porosity to achieve near theoretical density of the final packaged product. We have successfully developed glass-ceramic formulations to immobilize simulant plutonium residues, sludges and ion exchange materials by hot isostatic pressing.

2. Method & Experimental

Wasteforms typically underwent a high temperature (600 °C) overnight calcination or in-canister bake out and were HIPed at 1250 °C, 100 MPa with a 4 hr dwell. The materials were analysed by SEM/EDX and XRD.

3. Results & Conclusion

The glass ceramic formulation designed for immobilization of plutonium residues comprises 70wt% zirconolite ($CaZrTi_2O_7$) which incorporates Ce as a Pu surrogate; this is encapsulated in 30wt% $Na_2Al_{1+x}B_{1-x}Si_6O_8$ glass (light and dark grey phases, respectively, in SEM image, right). The zirconolite yield is controlled by the glass / ceramic ratio and Al / B ratio in the glass phase. Applying the HIP approach to ion exchange materials utilized on the Sellafield and Fukushima sites we have achieved durable glass-ceramics with ca. 100 % waste loading.



Acknowledgement

This work was funded in part by EPSRC under grant EP/L014041/1 and EP/N017617/1, with funding support from Royal Academy of Engineering, NDA, and UK Department for Energy and Climate Change (MIDAS).

多機能ジオポリマー・ペブル調整法の基礎的検討

Fundamentals of multifunctional geopolymer pebble preparation method

*寺澤俊春[1]，工藤勇[2]，小川徹[1]，末松幸久[1]

[1]長岡技術科学大学大学院，[2]アドバンエンジ株式会社

廃炉工程やデブリ管理において柔軟な遮蔽配置や臨界管理を容易にするために、密度、気孔率、ホウ素添加量を制御したジオポリマー・ペブルの調製するためのプロセス条件の検討を行った。発泡剤としてケイ素、中性子吸収材としてホウ素の添加量をパラメータとして密度、組成等を調べた。

キーワード：ジオポリマー，発泡体，ケイ素，中性子吸収材，ホウ素

1．はじめに

ジオポリマーは、アルミノケイ酸塩を基とした非晶質な無機高分子材料であり、組成の柔軟性、耐熱性、化学的安定性、耐放射線性を有しており、構造材料や廃棄物用マトリクスとして有望視されている。

廃炉の工程やデブリ管理において、柔軟な遮蔽設置や臨界管理を可能とする技術として、ジオポリマーの利用を検討している。本研究では、発泡ジオポリマー技術[1]を基に密度、気孔率の制御とホウ素添加による機能付与について実験的に検討した。

2．実験方法

メタカオリン($Al_2O_3 \cdot 2SiO_2$)、マイクロシリカ(SiO_2)、水酸化カリウム(KOH)、ケイ酸カリウム(K_2SiO_3)を基本配合とし[1]、発泡剤（ケイ素）を試料全体に対して 1.0wt%で添加した試料を温度条件 20℃、70℃にて作製した。嵩密度、XRD 測定、気孔観測を行い、密度・気孔率制御の検討を行った。

また、基本配合にホウ素(硼砂又は酸化ホウ素)を試料中に含まれる Al に対してモル比で 50%を置換するように添加したものを作製した。調製した試料について、顕微鏡観察、XRD、EPMA、溶解試料の ICP-AES 分析によって調べた。

3．結果及び考察

基本配合の試料に発泡剤を添加し、添加量、調製条件を変えることで嵩密度は Fig.2 に見られるように 0.4~1.3g/cm³ で制御可能であり、気孔率も同様に制御可能であることを確認した。

Cu-Kα を用いた XRD 回折図形(Fig.3)はジオポリマー特有の 2θ =27~29° にブロードなピークを示すものであった。ICP-AES 分析(Table 1)の結果、所定のホウ素添加量が保持されていることを確認した。

秤量値	Al		B		K		Si	
(mg)	(ppm)	(wt%)	(ppm)	(wt%)	(ppm)	(wt%)	(ppm)	(wt%)
105.0	41.93	3.99	5.036	0.48	7.419	0.71	151.0	14.40

Table1　ICP-AES 分析結果（硼砂添加 70℃）

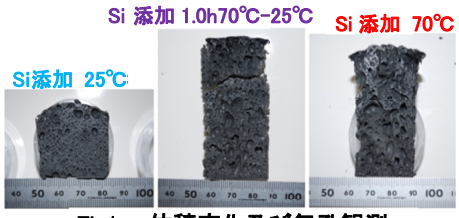


Fig1.　体積変化及び気孔観測

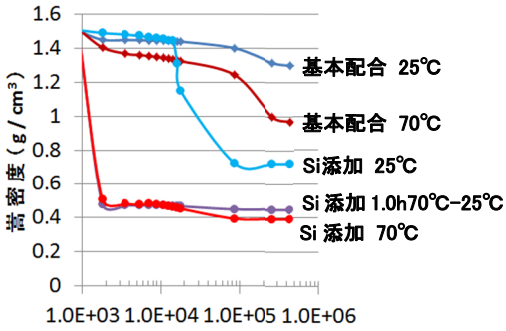


Fig.2　嵩密度変化

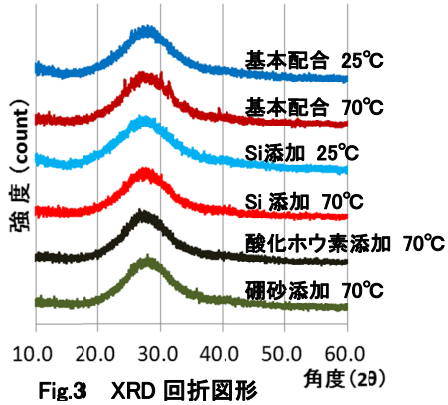


Fig.3　XRD 回折図形

参考文献

[1] Joseph, Henon,. Arnaud, Alzina,. Joseph, Absi,. David, S.Smith,. Sylvie, Rossignol,.(2012). *Potassium geopolymer foams made with silica fume pore forming agent for thermail insulation:* Published online: 15 February 2012, Springer Science-Business Media, LLC 2012, pp. 38.

*Toshiharu Terasawa[1], Isamu Kudo[2], Toru Ogawa[1] and Hisayuki Suematsu[1]

[1]Nagaoka University of Technology, [2]ADVAN ENG.co.,ltd.

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

[3I07-10] Vitrification 4

Chair: Takafumi Motooka (JAEA)

Mon. Mar 28, 2016 11:00 AM - 12:00 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

[3I07] Adaptability study of iron phosphate glass to the solidification processing of AAF concentrated liquid waste and ST phosphoric acid liquid waste

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

11:00 AM - 11:15 AM

[3I08] Molecular Dynamics Study on Structural Properties of Bridging Oxygen in Alkali-earth Aluminosilicate Glasses

＊Yoshiki Ishii[1], K Kasahara[1], N Ohtori[2], M Salanne[3], T Charpentier[4], K Okhotnikov[4], D Neuville[5], L Hannet[6] （1.Graduate School of Science of Technology, Niigata University, 2.Faculty of Science, Niigata University, 3.UPMC Univ. Paris 06, CNRS, 4.CEA, IRAMIS, NIMBE, LSDRM, 5.IPGP-PARIS, 6.CNRS-CEMTHI）

11:15 AM - 11:30 AM

[3I09] Influence of alumina addition on chemical durability of sodium silicate glasses

＊Sohei Sukenaga[1], Hiroyuki Shibata[1], Takahiro Tachibana[2], Toshiaki Kakihara[2], Toshiki Fukui[2] （1.Tohoku Univ., 2.IHI Corporation）

11:30 AM - 11:45 AM

[3I10] Iron phosphate glass vitrification of granular adsorbent containing prussian blue nanoparticles.

＊Kazunori Yoshino[1], Mikihiro Takasaki[1], Gentoku Kido[1] （1.Kanto Chemical）

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

AAF 濃縮廃液及び ST リン酸廃液の固化処理への鉄リン酸ガラスの適応性検討

Adaptability study of iron phosphate glass to the solidification processing of AAF concentrated liquid waste and ST phosphoric acid liquid waste

*石井 健治[1]，新井 剛[2]，佐藤 史紀[3]
[1]芝浦工業大学大学院，[2]芝浦工業大学，[3]日本原子力研究開発機構

抄録：再処理施設から発生する低レベル放射性廃液の固化処理方法として、廃液成分中のリンを固化体骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目し、模擬廃液を用いた固化処理試験を行った。

キーワード：鉄リン酸ガラス，放射性廃棄物，溶融ガラス化，低レベル放射性廃液

1. 緒言

低レベル放射性廃液の処理には、従来、セメント固化を用いることが検討されてきているが、再処理施設で発生するAAF濃縮廃液やSTリン酸廃液にはリン酸イオンや硝酸ナトリウム等の成分が多く含まれるため、セメントの凝固反応の阻害による充填率の低下や固化体からの Na 溶出等、処理・保管に際して課題があった。本研究では、廃液に含まれるリンを固化体の骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目し、模擬廃液を用いた試験を行い、廃液中の成分が鉄リン酸ガラスに及ぼす影響を調査した。

2. 試験方法

本試験では模擬廃液を用いて、陰イオン元素が鉄リン酸ガラスに及ぼす影響の調査を行った。本試験では Table 1 に示す 3 種類の廃液を模擬した溶液を調製した。その後、AAF 濃縮廃液：ST リン酸廃液：スラッジ = 1.0：0.1～0.5：0.05 (体積比)[以後,変動させる組成から IPG_ST0.1 等と略記]となるように混合した。混合した模擬廃液中の Na 量に対し、Fe および P の比率が mol 比で Fe:P:Na = 1.0:1.5:1.0 となるように Fe_2O_3 および $NH_4H_2PO_4$ をアルミナ製ルツボに分取し、ルツボ内に混合廃液を注入後に混練した。混練した物を 1100 ℃で 3 時間溶融する事により鉄リン酸ガラスを得た。得られた試料は XRD による結晶構造解析、SEM による表面性状の観察を行った。

3. 結果・考察

Fig.1 に模擬廃液を処理した鉄リン酸ガラスの XRD スペクトルを示す。Fig.1 より、IPG_ST0.1 および IPG_ST0.5 いずれの模擬廃液の混合比率を用いた場合でも、XRD スペクトルが非晶質を示すブロードな波形であることが確認されたため、完全にアモルファス化していると考えられる。また、いずれの廃液の混合比率においても、試料表面が平滑かつ表面に析出物のない像が得られた。このため、鉄リン酸ガラスにより再処理工程由来の低レベル放射性廃液を処理した際の、固化体の均一性に問題はなく、廃液中の陰イオンが与える影響は小さいと考えられる。発表では、本試験で作製した鉄リン酸ガラスの性能についてより詳細に検討した結果を報告する。

Table 1 Simulated waste liquid composition [g・dm^{-3}]

組成	模擬 AAF 濃縮廃液	模擬 ST リン酸廃液	模擬スラッジ
Na_2CO_3	163.1	0	0.0
$NaNO_2$	92.3	0	20.0
$NaNO_3$	43.7	6.93	200.0
Na_2SO_4	0.0	0	5.0
NaH_2PO_4	0.0	390.005	100.0
NaOH	124.7	0	0.0
HNO_3	0.0	0.0044	0.0

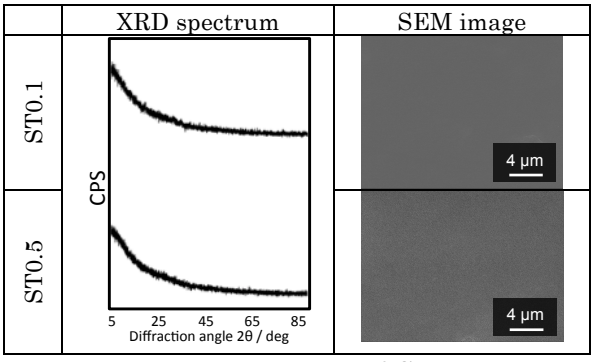


Fig.1 XRD spectrum and SEM image

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 26 年度及び平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

Ishii Kenji[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

アルカリ土類系アルミノケイ酸ガラスの架橋結合特性に関する分子動力学研究

Molecular Dynamics Study on Structural Properties of Bridging Oxygen in Alkali-Earth Aluminosilicate Glasses

*石井 良樹[1], 笠原 康平[2], 大鳥 範和[2]
M. Salanne[3], T. Charpentier[4], K. Okhotnikov[4], D Neuville[5], L. Hannet[6]
[1] 新潟大院自然, [2] 新潟大理, [3]UPMC and CNRS, [4]CEA, [5]IPGP-Paris, [6]CNRS-CEMTHI

分子動力学法を用いてアルミノケイ酸ストロンチウムガラスの構造を評価した。その構造から得られた静的構造因子は、中性子回折実験で得られた実験値と非常に良い一致を示した。そこで本研究では、酸素の架橋状態に着目し、ストロンチウムイオンの添加がその架橋構造に及ぼす影響について議論する。

キーワード：放射性廃棄物, ガラス固化, アルミノケイ酸ガラス, ストロンチウム, 分子動力学

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分に用いるガラス固化材にはホウケイ酸ガラスが採用されているが、その一方で低レベル廃棄物では、地中の鉱物と同じ組成のアルミノケイ酸材料の利用が検討されている。そのため、アルミノケイ酸ガラスの力学特性や、架橋構造を形成する酸素の結合状態に関する知見の導出が近年求められつつある。そこで我々はこれまで、アルミノケイ酸ナトリウムガラスの構造を正確に再現できる相互作用モデルを開発し、それを用いた分子動力学（MD）計算から、ナトリウムイオンが酸素の架橋状態に及ぼす影響を明らかにしてきた。本研究では、同様の手法を比較的実験例の少ないストロンチウム系へと拡張することにより、アルカリ土類イオンが架橋構造に与える効果を評価し、ガラスの力学特性への影響について考察した。

2. 計算条件

x_{Al2O3}/x_{SrO}=1 の組成のアルミノケイ酸ストロンチウムの MD 計算を *NPT* 一定のアンサンブル条件下で実行し、4000 K の溶融状態から 300 K まで冷却してガラス状態を作成した。イオン間の相互作用モデルには、イオンの変形を考慮できる AIM[1]を適用した。

3. 結果

Fig.1 に x_{SiO2} = 76, 50, 33 mol%で得られた構造因子を示す。MD 計算で得られた挙動は実験値によく一致しており、ストロンチウムの濃度に関わらずにガラス中の結合状態を正確に再現できていることが分かる。そこで当日は、架橋酸素周りの配位環境について報告し、ストロンチウムの配位数を用いて、架橋酸素の結合の安定性に関して考察する。

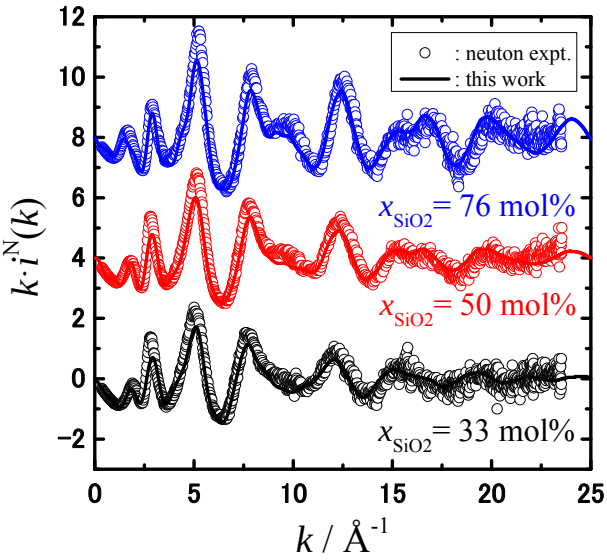


Fig.1 Calculated and experimental structure factors in the strontium aluminosilicate glasses.

参考文献

[1] M. Salanne, B. Rotenberg, S. Jahn, R. Vuilleumier, C. Simon, and P.A. Madden, *Theor. Chem. Acc.* **131**, 1143 (2012).

*Yoshiki Ishii[1], K. Kohei[1], N. Ohtori[1], M. Salanne[2], T. Charpentier[3], K. Oknotnikov[3], D. Neuville[4], and L. Hannet[5]
[1]Niigata Univ., [2]UPMC and CNRS, [3]CEA, [4]IPGP-Paris, [5]CNRS-CEMTHI

ナトリウムケイ酸塩ガラスの化学的耐久性に及ぼすアルミナ添加の影響

Influence of alumina addition on chemical durability of sodium silicate glasses

*助永壮平[1]，柴田浩幸[1]，立花孝洋[2]，柿原敏明[2]，福井寿樹[2]

[1]東北大学，[2]株式会社 IHI

ナトリウムケイ酸塩ガラスの耐水性向上のためには、ガラス中ナトリウムイオンの局所構造制御が不可欠である。本研究では、第一段階としてナトリウムケイ酸塩(Na_2O-SiO_2 系または Na_2O-CaO-SiO_2 系)ガラス中のナトリウムの局所構造に及ぼすアルミナ添加の影響について調査を行った。

キーワード：低レベル放射性廃棄物，ナトリウムケイ酸塩ガラス，化学的耐久性

1. 緒言

再処理施設等から排出される低レベル放射性廃棄物の一つとしてナトリウム系廃液が挙げられる。この廃棄物の安定化処理として、酸化物融体中に均一に溶解し、冷却することにより化学的に安定なガラス固化体に変換するプロセスが提案されている。このプロセスで得られるナトリウム含有酸化物ガラスの化学的耐久性(特に耐水性)は、ガラス中のナトリウムイオンの局所構造と相関関係があると推測される。一方で、ガラス中のナトリウムの局所構造について系統的に調査した例は少ない[1,2,3]。本研究では、Na_2O-SiO_2 系または Na_2O-CaO-SiO_2 系ガラス中のナトリウム局所構造に及ぼすアルミナ添加の影響について調査を行った。

2. 実験方法

2-1. ガラス作製　Na_2O-SiO_2 系(Na_2O 濃度 : 25 または 33 mol%)および Na_2O-CaO-SiO_2 系ガラス(CaO 濃度 : 32 mol%、Na_2O 濃度: 25 または 11 mol%)に Al_2O_3 を 0、13 または 20 mol%添加したガラスを溶融法(溶融温度：1873 K、るつぼ：白金、溶融回数： 2 回)により作製し、NMR 測定に用いた。

2-2. ナトリウム-23(^{23}Na) NMR 測定　作製したガラスをメノウ乳鉢により微粉砕し、得られたガラス粉末を試料とした。直径 3.2mm の ZrO_2 製の試料管に試料粉末を充填し、静磁場強度 18.8T でナトリウム-23 核を対象とした NMR 測定を行った。化学シフトの校正用の標準試料として 1 M NaCl 水溶液を用いた。

3. 結果および考察

ケイ酸塩ガラス中の ^{23}Na NMR 信号の位置は、主に Na-O 間の距離と相関があることが報告されている[1,2]。一般的に Na-O 間の距離が短い場合ほど、信号が高い周波数側に現れる。いずれの Na_2O 濃度の系においても Na_2O-SiO_2 に Al_2O_3 を添加することにより、^{23}Na NMR 信号の位置が低周波数側にシフトすることが明らかになった。これは、Al_2O_3 を添加することにより Na-O 間の距離の大きいサイトが増加することを示すと考えられる。今後、Na-O の距離と溶出挙動との相関関係について、調査を進めたい。

4. 結言

ケイ酸塩ガラス中のナトリウムイオンの局所構造について NMR 法により解析することができた。

謝辞

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献

[1] Xue and Stebbins: Phys. Chem. Minerals, 20(1993), pp, 297-307. [2] Maekawa et al., Phys. Chem. Minerals, 24(1997), pp. 53-65. [3] Le Losq et al., Geochim. Cosmochim. Acta, 126 (2014), pp.495-517.

*Sohei Sukenaga[1], Hiroyuki Shibata[1], Takahiro Tachibana[2], Toshiaki Kakihara[2], Toshiki Fukui[2]

[1]Tohoku Univ., [2]IHI Corporation.

プルシアンブルーナノ粒子からなる粒状吸着剤のリン酸鉄ガラス化

Iron phosphate glass vitrification of granular adsorbent containing prussian blue nanoparticles.

*吉野 和典，髙﨑 幹大，木戸 玄徳
関東化学

プルシアンブルーナノ粒子やその類似体からなる粒状吸着剤の廃棄処理方法としてリン酸鉄ガラス化を試みた。セシウム吸着した吸着剤にリン酸を加え加熱したところ、リン酸鉄ガラス固化体が得られた。この方法は、プルシアンブルーに含まれる鉄を有効活用でき、熱分解と固化を一つのプロセスで実施できる。

キーワード：プルシアンブルー、フェロシアン化物、セシウム吸着剤、リン酸鉄、ガラス固化

1. 緒言

プルシアンブルーナノ粒子は優れたセシウム吸着能を持ち、福島第一原発事故で生じた焼却灰や土壌の除染への適用が期待されている。アルギン酸を用いた粒状吸着剤は吸着塔やカラムに適用できるため、とりわけ使用しやすい吸着剤である。使用済吸着剤の保管・処理方法も盛んに検討されており、焼却してセシウム塩と酸化鉄にする方法やゼオライトと高温加熱して熱分解・固定化する方法などが報告されている。ここでは、使用済吸着剤にリン酸を加えて加熱してリン酸鉄ガラスにして固定化する方法を試みた。

２．実験

調製したプルシアンブルーナノ粒子分散液にアルギン酸ナトリウムを溶解した後、塩化カルシウム水溶液に滴下してゲルとした。このゲルを乾燥して粒状吸着剤とした。同様にフェロシアン化銅カリウムナノ粒子からなる粒状吸着剤も調製した。得られた吸着剤をセシウム水溶液に含浸しセシウムを吸着させた。これをろ過乾燥した後、Fe_2O_3:P_2O_5=40:60 となるようにリン酸を加え、150℃で乾燥、1100℃に加熱した。

図１　1100℃加熱後の外観

３．結果・考察

1100℃加熱後の粒状吸着剤はガラス状で（図１）、X線回折パターンに明瞭なピークはなかった。蛍光X線分析からセシウムの蒸発量はわずかであった。500℃では硝酸セシウムの生成が阻害されていた。リン酸添加量を 1/10 にしても硝酸セシウムは生成しなかったほか、フェロシアン化銅カリウムもガラス状になった。プルシアンブルーの分解で生じたセシウムはリン酸と反応し、さらにリン酸鉄ガラスマトリックスに取り込まれることで蒸発が阻害されたと推察する。

以上の結果から、リン酸添加だけでガラス固化できることを明らかにした。この方法は、熱分解とガラス固化を一つの操作で実施できることや、プルシアンブルーに含まれる鉄が廃棄物にならないことなどのメリットがある。吸着剤のセシウム吸着率が小さい場合は、他の放射性廃棄物のガラスマトリックスとしても使用できると考える。また、リン酸添加は吸着剤焼却時のセシウム蒸発防止にも有効である。

*Kazunori Yoshino, Mikihiro Takasaki, Gentoku Kido
Kanto Chemical

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

[3I11-15] Incineration &Melting

Chair: Yoshihiro Meguro (JAEA)

Mon. Mar 28, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

[3I11] Demonstration of an Incinerator for Flame-retarded TRU Wastes

＊Shota Maki[1], Kazuhiro Yokosuka[1], MAsahiro Fukui[1], Yuichi Shibata[1], Keisuke Iemura[1], Takayasu Osawa[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

2:45 PM - 3:00 PM

[3I12] Demonstration of an Incinerator for Flame-retarded TRU Wastes

＊Kazuhiro Yokosuka[1], Shota Maki[1], Masahiro Fukui[1], Yuichi Shibata[1], Keisuke Iemura[1], Takayasu Osawa[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:00 PM - 3:15 PM

[3I13] Corroborative tests for Oarai Waste Reduction Treatment Facility using the in-can type high frequency induction heating method

＊Hitoshi Sakauchi[1], Isamu Sato[2], Yasushi Donomae[1], Ryoichi Kitamura[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Tokyo Institute of Technology）

3:15 PM - 3:30 PM

[3I14] Development of the Large-scale Cold Crucible Induction Melter for Vitrification

＊Hyun Jo[1], Cheon Kim[1], Hwan Hwang[1] （1.KHNP(Korea Hydro &Nuclear Power Co.)）

3:30 PM - 3:45 PM

[3I15] Study on Vitrification for Rare Earth waste

＊SEOKJU HWANG[1], Cheon-woo Kim[1], Young Hwan Hwang[1] （1.KOREA HYDRO &NUCLEAR POWER）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

難燃性廃棄物焼却設備の実証試験
(1)ドラム缶換算 5 千本処理に至るまでの設備運転上の課題及び改善

Demonstration of an Incinerator for Flame-retarded TRU Wastes
(1)Issues and Improvements on the Incinerator leading up to Treatment of Wastes Converted into 5000 of 200ℓ Waste Drums

*牧翔太，横須賀一裕，福井雅裕，柴田祐一，家村圭輔，大澤隆康
JAEA

プルトニウム等を含む難燃性廃棄物焼却設備実証試験を行い、放射性ドラム缶換算 5 千本の処理に至るまでの設備運転上の課題、難燃性の放射性廃棄物焼却時に設備に及ぼす影響や生成物について知見を得た。

キーワード：難燃性廃棄物、焼却炉、プルトニウム

１．緒言

本設備では、プルトニウム燃料施設から発生する塩化ビニル等の塩素を含有する難燃性の放射性廃棄物について、減容・安定化する技術を実証するための焼却処理試験を実施している。H14年の実廃棄物を用いた試験開始以降、ドラム缶換算5千本の焼却処理を実施してきた経験を踏まえ、これまでの運転で得た知見として廃ガス処理系統に及ぼす影響とその対応策について報告する。

２．試験設備

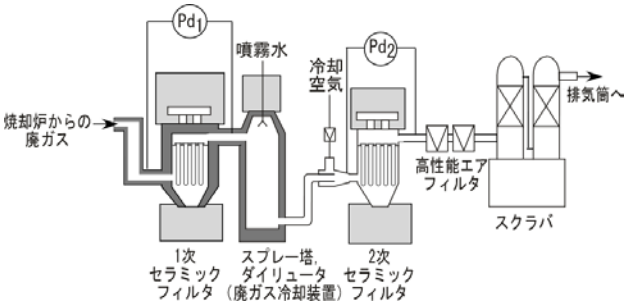
本設備の廃ガス処理系統を図1に示す。廃ガス処理系統は、放射性物質を捕集する高性能エアフィルタの目詰まりを防止するため、その前段に未燃分を含んだ飛散灰を捕集する1次セラミックフィルタ及び廃ガス冷却装置による冷却で発生する揮発性塩化物を捕集する2次セラミックフィルタが配置されている。1次・2次セラミックフィルタによって飛散灰等が除去された廃ガスについては、高性能エアフィルタにより放射性物質を除去した後、廃ガス中に含まれる酸性成分をスクラバにおいて洗浄し、洗浄水に捕集された酸性成分は水酸化ナトリウムを用いて中和除去している。

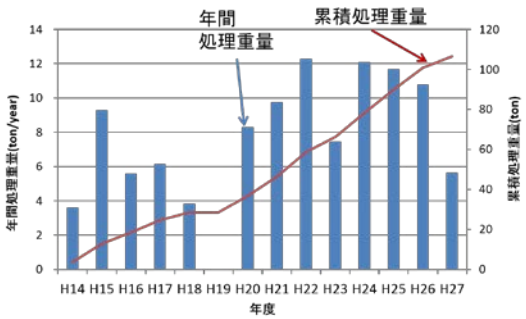
３．ホット試験結果

使用施設から発生する塩化ビニル及びネオプレン製グローブの焼却に伴い、廃ガス冷却装置及び後段の廃ガス配管内に堆積物の発生を確認した。分析の結果、堆積物の主成分は $PbCl_2$ 及び $ZnCl_2$ であった。潮解性を有する $ZnCl_2$ は 2 次セラミックフィルタを早期に目詰まりさせるが、フィルタ表面への保護材（SiO_2）の塗布及び定期的な逆洗操作により、高価な 2 次セラミックフィルタを長寿命化する知見を得た。

４．結言

難燃性廃棄物焼却時における廃ガス処理系統に及ぼす課題を改善することで、ドラム缶換算 5 千本の処理に至ることができた。今後は更なる処理に向けて、設備全体の経年劣化評価と対策を行う。





* Shota Maki, Kazuhiro Yokosuka, Masahiro Fukui, Yuichi Shibata, Keisuke Iemura, Takayasu Osawa

難燃性廃棄物焼却設備の実証試験
(2) 長期使用に向けての機器の更新について

Demonstration of an Incinerator for Flame-retarded TRU Wastes
(2)Replacement of Instruments Adopted by the Incinerator for Future Use

*横須賀一裕，牧翔太，福井雅裕，柴田祐一，家村圭輔，大澤隆康
JAEA

プルトニウム等を含む難燃性廃棄物の実証試験を行い、難燃性放射性廃棄物焼却設備の長期運転に向けた機器の更新等を行った。

キーワード：難燃性廃棄物、焼却炉、プルトニウム

1．緒言

本設備では、プルトニウム燃料施設から発生する塩化ビニル等の塩素を含有する難燃性の放射性廃棄物について、減容・安定化する技術を実証するための焼却試験を実施している。これまでに実施してきた焼却試験により、耐食材料や耐火物に劣化・損傷が発生したため、長期使用に向けた対応や機器の更新等を行ってきたので報告する。

2．焼却設備

本設備の系統を図1に示す。プルトニウムなどの放射性物質を含む廃棄物を焼却していることから、腐食により機器の閉じ込め機能が損なわれないよう、耐食材料としてセラミックコーティングやハステロイC-22が採用されている。また、焼却炉下部、焼却炉出口配管からスプレー塔まで、缶体の保護及び保温を目的として耐火物が施工されている。

3．コールド・ホット試験結果

コールド試験を実施したところ、配管や一部機器においてセラミックコーティングの損傷が確認された。そのため、これらの配管・機器についてセラミックコーティングの使用環境や塩酸の暴露試験を基に再評価を行った。それを踏まえて、セラミックコーティング施工箇所の見直し、及び缶体の材質をハステロイC-22に変更した。また、ホット試験開始後、スプレー塔上部耐火物に損傷が発生したため（図2参照）グローブ作業による更新を実施した。

4．結言

設備の長期的な使用に向けて、これまで施工した耐食材料及び耐火物の評価を実施し、劣化・損傷箇所の計画的な更新を行うことで設備が継続的に使用可能であることを確認できた。今後も配管、機器及び耐火物の寿命評価を行い、設備の長期的な運転に向けてこれらの更新方法を確立する。

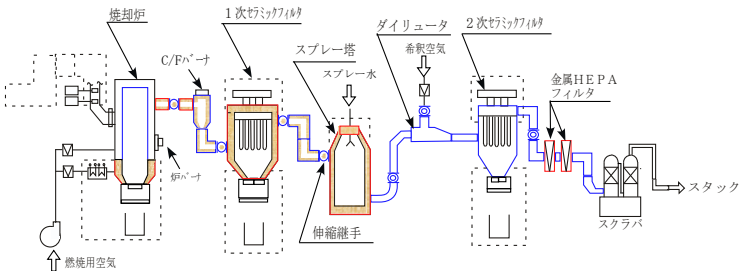


図 1.　焼却設備系統図

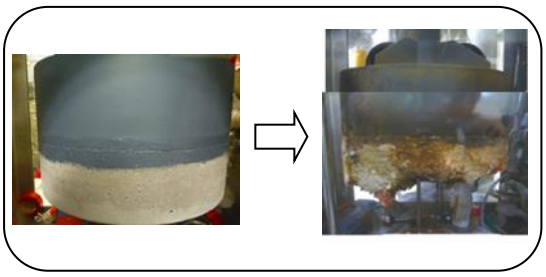


図 2.　スプレー塔上部耐火物の劣化

* Kazuhiro Yokosuka, Shota Maki, Masahiro Fukui, Yuichi Shibata, Keisuke Iemura, Takayasu Osawa

固体廃棄物減容処理施設のインキャン式高周波誘導加熱方式を用いた焼却溶融設備に対する確証試験

Corroborative tests for Oarai Waste Reduction Treatment Facility using the in-can type high frequency induction heating method

*坂内 仁[1]，佐藤 勇[2]，堂野前 寧[1]，北村 了一[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構，[2]東京工業大学

固体廃棄物減容処理施設（OWTF:Oarai Waste Reduction Treatment Facility、建設中）の運転に向け、焼却処理及び溶融処理における条件設定に資するデータ取得の目的で確証試験を行い、最適化に関するデータを得た。

キーワード：固体廃棄物減容処理施設（OWTF）、減容処理、安定化処理、焼却溶融炉、放射性固体廃棄物

1. 緒言

固体廃棄物減容処理施設（OWTF）では、インキャン式高周波誘導加熱方式の焼却溶融炉[1]を用いて（図 1 参照）、セル内遠隔操作にて放射性固体廃棄物を減容・安定化処理する計画である。確証試験にて、焼却処理及び溶融処理における条件設定に資するデータを取得した。

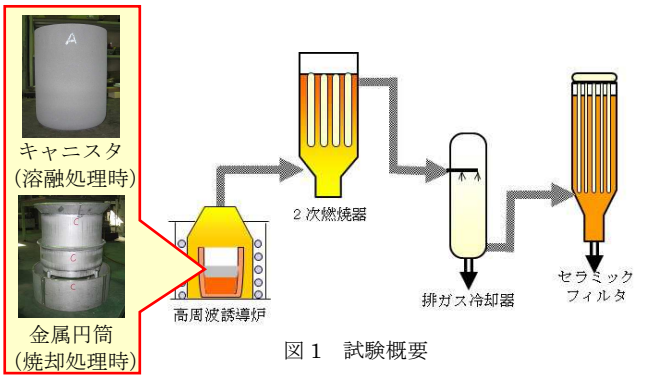
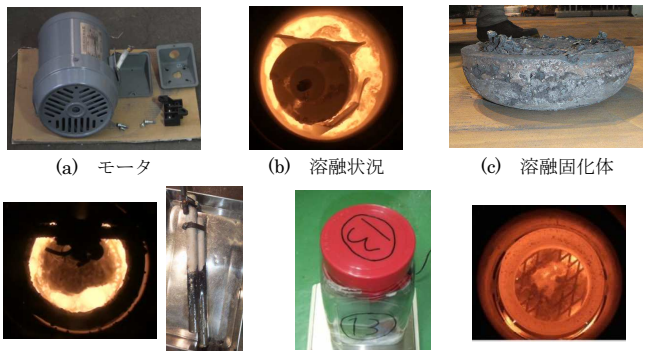


図 1　試験概要

2. 確証試験とその結果

2-1. 複合品を用いた溶融処理試験（図 2(a)、(b)及び(c)参照）

単純な溶融処理が困難と考えられる複合品（モータ、ケーブル、基板等）を用いて、予投入（予めキャニスタ内に装荷）及び追装（予加熱後の模擬廃棄物を追加投入）処理試験を実施し、内容物の種別等の考慮すべき処理条件を明らかにした。


(a)　モータ　(b)　溶融状況　(c)　溶融固化体

(d)　溶湯サンプリング　(e)　焼却物　(f)　焼却状況
図 2　試験状況

2-2. スラグ溶融及び溶湯サンプリング試験（図 2(d)参照）

スラグ（模擬焼却灰と溶融助剤の混合物）を用いた溶融試験を実施し、最適な溶融処理条件を明らかにした。また、溶湯サンプリングをするためには、サンプリング治具挿入を阻害するような溶湯状態（スラグ層の固化）を避け、溶湯サンプリングのタイミングを見定める必要があることが明らかとなった。

2-3. 焼却処理試験（図 2(e)及び(f)参照）

安定した焼却処理が困難と考えられている塩化ビニル、アクリル等を用いた焼却試験を実施し、焼却に使用した金属円筒への焼却灰の固着の有無及び無機化の可否を観察し、安定して処理できる見通しを得た。

3. 結論と課題

確証試験を通して、焼却処理及び溶融処理の処理条件を見出すことができ、OWTF の運転条件を検討する上で貴重な試験となった。しかしながら、溶湯サンプリングに関しては、確実に実施可能な条件を明らかにすることが課題であり、OWTF でのコールド試運転等のデータ拡充で条件の明確化を行っていく。

参考文献

[1] 川崎重工業株式会社、河口一郎：“雑固体廃棄物溶融用高周波誘導炉、誘導加熱体及び雑固体廃棄物溶融方法”、特許第 3625052 号

*Hitoshi Sakauchi[1], Isamu Sato[2], Yasushi Dounomae[1] and Ryoichi Kitamura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency. [2]Tokyo Institute of Technology.

Development of the Large-scale Cold Crucible Induction Melter for Vitrification

*Hyun-jun Jo, Cheon-woo Kim, and Young-Hwan Hwang
Korea Hydro-Nuclear Power Co. (KHNP)

KHNP has developed the vitrification technology of radioactive waste and operated the commercial vitrification facility since 2009 in Hanul Nuclear Power Plant. Based on the R&D and commercial experience, the KHNP has successfully developed and tested the large-scale CCIM with the inner-diameter of 85cm. And the pilot tests have been conducted for treating a wide range of wastes such as Slurry, Resin, DAW, Filters, etc.

Keywords: Vitrification, Cold Crucible Induction Melter (CCIM), Radioactive Waste Treatment

1. Introduction

KHNP has developed the vitrification technologies for treating the Low-and-intermediate radioactive waste since 1994, constructed the pilot plant in 1999, and conducted the pilot tests over 100 times. Based on the design data produced with pilot tests, the commercial plant(HanUl Vitrification Facility, UVF) was constructed in HanUl Nuclear Power Plant in 2009 and has been operated successfully up to now. KHNP plans to construct the next vitrification facility with the UVF commercial operation experience, therefore KHNP has developed the large-scale cold crucible induction meter (CCIM 85) from 2009, and conducted the pilot tests with many kinds of wastes.

2. CCIM Development and Pilot test

2-1. Design and Manufacture of CCIM

The vitrification technology of CCIM is to incorporate the radioactive nuclides into a stable glass matrix using CCIM. The high frequency electric power is used to melt the glass and vitrify the radioactive wastes. To develop the large-scale CCIM with the inner diameter of 85cm, the shapes of sector are designed for the high efficiency and the electric magnetic field simulation is conducted using the computer simulation code. The three sector shapes were decided and manufactured via these computer simulations.

2-2. Performance and Pilot tests of CCIM

After the manufacture of CCIM 85, the metal load test, glass melting test, and waste treatment test were conducted successfully. The optimum glass weight to be melted is evaluated about 180kg. The necessary electric power to melt glass of one kg is about 0.47kWh and the electric power efficiency is enhanced about 33% compared to the small CCIM. The maximum waste throughput can be evaluated by 60kg/hr (Figure 1).

Figure 1. Glass Melting(left) and Waste Vitrifying Test(right)

3. Conclusion

Based on the experience of R&D and UVF project, KHNP has commenced the development of the large-scale CCIM from 2009. The large-scale CCIM has been successfully developed and its performance has been verified with the pilot tests.

Study on Vitrification for Rare Earth Waste

*Seokju Hwang[1], Cheon-woo Kim[1], and Young Hwan Hwang[1]
[1]Central Research Institute, Korea Hydro & Nuclear Power Co., LTD,
1312-70, Yuseong-daero, Yuseong-gu, Daejeon 305-543, Korea

The vitrification using borosilicate glass system for rare earth waste, including Y, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd, etc, is studied. The optimized glass exhibited viscosity of 7.2 poise and an electrical conductivity of 1.13 S/cm at a melting temperature 1200 ^{o}C so that operating variables within the CCIM were evaluated to be very favorable.

Keywords: Vitrification, Rare earth waste

1. Introduction

The rare earth oxide wastes consisting of major 8 nuclides Y, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, and Gd, are generated during the salt waste treatment of PyroGreen Process. The rare earth wastes are generated as an oxide form. In this study, candidate glass for rare earth waste was developed to evaluate the feasibility for vitrifying the rare earth oxide wastes within the borosilicate glass system.

2. Vitrification of rare earth wastes

2-1. Experiment procedure

The candidate glass, which satisfies the glass quality, volume reduction ratio, and operation parameter under program calculation, is fabricated at 1,200 ^{o}C. The ternary diagram was adopted to achieve the best glass quality, optimum operation parameter, and highest volume reduction ratio. The four different types of base oxide materials, including B_2O_3, Li_2O, Na_2O, and SiO_2, were selected for the optimization of the glass composition. The amount of the composition was controlled to achieve the reasonable chemical durability and operation parameter, such as viscosity and electrical conductivity.

2-2. Properties of fabricated glass

The surface and microstructure of the fabricated glass, coated with Au for analysis, for the rare earth waste were analyzed using the SEM/EDS. The fabricated glass exhibited good uniformity without generation of secondary phase and/or crystal, as shown in Figure 1. Also, fabricated glass exhibited good operation parameter and chemical durability, such as viscosity of 7.2 poise and electrical conductivity of 1.13 S/cm.

Figure 1. Photo (left) and SEM (right) images of fabricated glass for vitrification of rare earth wastes

3. Conclusion

The glass composition for vitrification of rare earth waste is studied. The suggested glass exhibited good uniformity, without any secondary phase and/or crystal, and reasonable operation parameter, including viscosity and electrical conductivity.

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

[3J01-05] Nuclear reaction model calculation

Chair: Hiroyuki Koura (JAEA)

Mon. Mar 28, 2016 9:30 AM - 10:45 AM Room J (Lecture Rooms C C102)

[3J01] Microscopic calculation of inelastic scattering for ^{208}Pb with RPA method

＊Hiroki Johjima[1], Futoshi Minato[2], Satoshi Chiba[1] （1.Department of Nuclear Engineering, Graduate School and Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Nuclear Data Center, Japan Atomic Energy Agency）

9:30 AM - 9:45 AM

[3J02] Prediction of thermal neutron capture cross section by Monte Carlo method

＊Naoya Furutachi[1], Futoshi Minato[1], Osamu Iwamoto[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

9:45 AM - 10:00 AM

[3J03] Theoretical model analysis of deuteron-induced activation cross sections

＊Shinsuke Nakayama[1], Hiroshi Kouno[2], Shouhei Araki[2], Yukinobu Watanabe[2], Osamu Iwamoto[1], Tao Ye[3] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Kyushu Univ., 3.Institute of Applied Physics and Computational Mathematics）

10:00 AM - 10:15 AM

[3J04] Intra-nuclear cascade model including fragment production process 3

＊Masayuki Hagiwara[1] （1.High energy accelerator research organization）

10:15 AM - 10:30 AM

[3J05] Estimation of systematic uncertainty in calculated results by PHITS with nuclear data

＊Shintaro Hashimoto[1], Osamu Iwamoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Koji Niita[2] （1.JAEA, 2.RIST）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

^{208}Pb に対する非弾性散乱の RPA による微視的解析

Microscopic calculation of inelastic scattering for ^{208}Pb with RPA method

*城島　洋紀[1]，湊　太志[2]，千葉　敏[1]

[1]東京工業大学原子炉研，[2]日本原子力研究開発機構

【抄録】^{208}Pb の非弾性散乱の微分断面積 dσ/dΩ を RPA（Random Phase Approximation）と PWBA（Plane Wave Born Approximation）、更に DWBA（Distorted Wave Born Approximation）を用いて微視的に計算した。

キーワード：核データ、非弾性散乱、RPA、ボルン近似、歪曲波ボルン近似

1. 緒言

原子炉から生成される MA（マイナーアクチノイド）を処理するために ADS（Accelerator Driven System）の開発が行われている。処理対象の MA や冷却材に用いる核種の反応断面積などといった物理量に不確かさが存在するため、正確に臨界性などを見積もることは難しい。本研究では文献[1]で報告されている不確かさが大きいものの内、^{208}Pb の非弾性散乱の微分断面積 dσ/dΩ を RPA と PWBA、更に DWBA を用いて微視的に計算した。実験値と比較するために中性子非弾性散乱の代わりに陽子非弾性散乱について解析を行い、従来の単純な表面振動模型 (以下、表面振動模型)と RPA を用いた場合での dσ/dΩ を比較した。

2. 計算方法

非弾性散乱の微分断面積 dσ/dΩ は次のように書ける。

$$\frac{d\sigma}{d\Omega} = \frac{M_i^2}{4\pi^2\hbar^4}\frac{k_f}{k_i}|T|^2 \quad , \quad T = \int d\vec{r}\,\varphi_{n'}^*(\vec{r})\langle m|\sum_i V(\vec{r_i}-\vec{r})|i\rangle\varphi_n(\vec{r})$$

ここでM_iは重心系における入射粒子の換算質量、k_i、k_fは入射波、散乱波の波数、φ_n、$\varphi_{n'}$は入射波、散乱波の波動関数、$|i\rangle$、$|m\rangle$は標的原子核の始状態、終状態を表す。Vは入射粒子と標的核内の陽子および中性子の相互作用を表し、本研究ではガウシアン型相互作用、$V_{Nn}\exp(-\mu(\vec{r_i}-\vec{r})^2)$を用いた。まず、形状因子$\langle m|\sum_i V(\vec{r_i}-\vec{r})|i\rangle$を RPA を用いて微視的に計算する。次に PWBA の場合はφ_n、$\varphi_{n'}$に平面波を、DWBA の場合は光学ポテンシャルによって得られた歪曲波を用いることで T 行列を計算し、dσ/dΩ を得る。また、形状因子を表面振動模型で計算した際の dσ/dΩ の結果も示す。

3. 結果・考察

図 1 にエネルギー200MeV の陽子を入射させて ^{208}Pb が基底状態から第一励起状態(3^-)に遷移したときの非弾性散乱の計算結果と実験値を示す。RPA、表面振動模型どちらを使っても実験値を大まかに再現することが分かった。これは PWBA が高エネルギー側では良い近似になることに因ると思われる。表面振動模型は標的核の各励起状態の変形度 β を用いるが、全ての励起状態に対し β が求まっているわけではないので、系統的に計算するためには RPA を用いた手法が適していると考えられる。また発表では DWBA による計算結果も紹介する予定である。今後、この手法を用いた中性子非弾性散乱の理論計算を行い、ADS の不確かさ低減に向けた核データ評価を進める予定である。

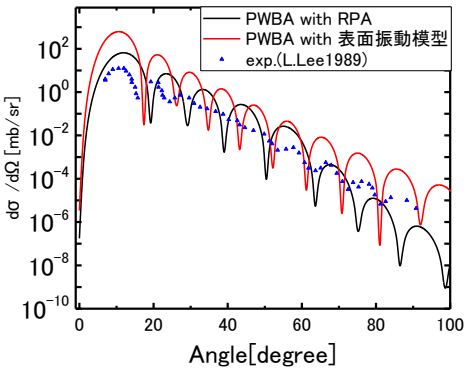


図 1　計算値と実験値の比較

参考文献

[1]岩元大樹 他(2014)「核変換物理実験施設を用いた炉物理実験による加速器駆動核変換システム炉物理パラメータの不確かさの低減効果」(JAEA-Research 2014-033)

*Hiroki Jojima[1], Futoshi Minato[2] and Satoshi Chiba[1]

[1]Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology, [2]Nuclear Data Center,Japan Atomic Energy Agency.

モンテカルロ法による熱中性子捕獲断面積の予測

Prediction of thermal neutron capture cross section by Monte Carlo method

*古立直也,　湊太志,　岩本修

JAEA

共鳴の実験データが存在しない核において、熱中性子捕獲断面積を理論的に予測することは困難である。そこで本研究では、共鳴パラメータの持つ統計性を用いて、熱中性子捕獲断面積が取り得る値の範囲を統計的に考察する。

キーワード： 熱中性子捕獲断面積，中性子核データ

１．緒言

長寿命核分裂生成物(LLFP)を核変換するシステムを構築するには、起こりうる反応経路全体を考慮して、核変換システムの数値シミュレーションを高精度化する必要がある。そのためには、LLFP だけでなく核変換後に生成される核種の核データもまた重要となる。しかしながら、LLFP の核変換により生成される核種には実験値の存在しない不安定核も含まれることが予想され、核データもまた十分ではない。

実験値の存在しない核において、理論的な予測が非常に難しいものの一つが熱中性子捕獲断面積である。熱中性子捕獲断面積は、最初の共鳴のエネルギーとその幅によって大きく支配され、それらの微小な変化でも大きく値を変えてしまう。それらを高精度に予測するのは非常に困難な一方で、共鳴の幅は核構造の複雑さとランダム性からPorter-Thomas 分布に従うことが知られており、また共鳴のエネルギー間隔は Wigner 分布に従うことが知られている。従来の核データ評価では、共鳴のエネルギー間隔や幅の平均値を用いた熱中性子捕獲断面積の計算や、系統式を用いた計算[2]などがなされているが、実験値には上述の統計性を反映していると思われるばらつきが存在しているため、計算値が実験値と大きく異なる可能性がある。

２．計算手法

そこで我々は共鳴パラメータの統計性を用いて、モンテカルロ法による熱中性子捕獲断面積の評価を行った。共鳴の間隔、幅をそれぞれ Wigner 分布、Porter-Thomas 分布に従う乱数により発生させ、多数の共鳴パラメータのセットを作り、それぞれのセットに対して Breit-Wigner 公式により熱中性子捕獲断面積を計算した。

３．計算条件、結果

まずは平均共鳴間隔、平均中性子共鳴幅の実験値が存在する安定核において、これらの平均的性質を持つ Wigner 分布、Porter-Thomas 分布によって共鳴パラメータのセット生成し、熱中性子捕獲断面積の計算を行った。結果は、熱中性子捕獲断面積の確率分布として得られる。実験値の存在する約 250 核種について計算を行ったところ、実験値のばらつきが計算で得られた確率分布により良く説明できることがわかった。本講演では、このように計算される熱中性捕獲断面積についての議論を行う。

謝辞

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により、科学技術振興機構を通して委託されたものです。

* Naoya Furutachi, Futoshi Minato and Osamu Iwamoto

Nuclear data center, Japan Atomic Energy Egency

重陽子入射による放射化断面積の理論モデル解析

Theoretical model analysis of deuteron-induced activation cross sections

*中山 梓介[1]，河野 広[2]，荒木 祥平[2]，渡辺 幸信[2]，岩本 修[1]，叶 涛[3]
[1]原子力機構，[2]九大院・総理工，[3]北京応用物理計算数学研究所

これまでに開発を行ってきた重陽子核データ評価用の計算コードシステム DEURACS を用いて、重陽子入射による放射化断面積の理論モデル解析を行った。実測値との比較によって、特に統計崩壊成分の計算手法について検証した結果を報告する。

キーワード：重陽子，核データ，理論モデル解析，放射化断面積

１．緒言　重陽子加速器中性子源の設計に必要な重陽子核データの整備に向け、九大・阪大・JAEA からなる当共同研究グループでは重陽子核データ評価用の計算コードシステム DEURACS(DEUteron-induced Reaction Analysis Code System)の開発を行っている。これまでの研究では、DEURACS 内で採用している直接過程成分の計算手法について検証するため、主に(*d*,*xp*)や(*d*,*xn*)反応などの核子放出の二重微分断面積や、(*d*,*p*)反応などの一核子放出からの放射化断面積を対象とした解析を行ってきた[1, 2]。本研究では、DEURACS 内での統計崩壊成分の計算手法について検証することを目的として、高エネルギーの重陽子入射による多粒子放出からの放射化断面積について解析を行った。

２．計算手法　DEURACS を用いて、重陽子入射による放射化断面積の計算を行った。本コードシステム内では、Glauber 模型に基づく計算コード[3]を核反応計算コード CCONE [4]と組み合わせることにより、弾性分解反応やストリッピング反応による重陽子吸収量の減少、ならびにストリッピング反応による中性子および陽子吸収からの複合核生成を考慮することができる。この時、吸収される中性子や陽子に対しては、ストリッピング反応のエネルギー微分断面積から算出した入射エネルギー分布を与えている。

３．結果・考察　計算結果の一例として、図 1 に重陽子入射エネルギー30MeV から 100MeV における ^{51}V(*d*,*x*)^{48}V 反応断面積の計算値と実測値[5]の比較結果を示す。図に示すように、CCONE での重陽子入射計算値（赤線）は実測値を過大評価している。一方、CCONE 計算値に重陽子吸収量の減少を考慮したものに、ストリッピング反応による中性子および陽子吸収の寄与を足し合わせた、DEURACS の計算値（青線）は幅広いエネルギー範囲で実測値を良く再現している。

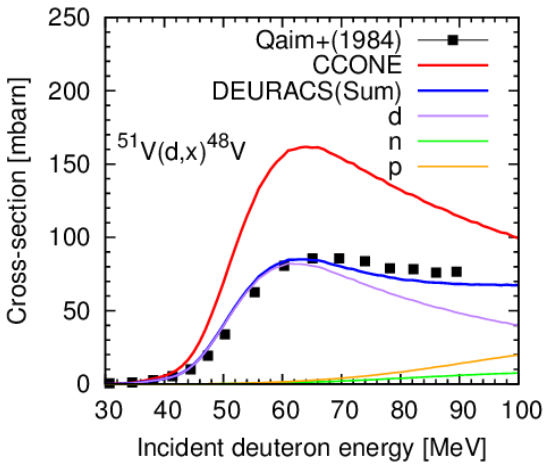


図 1　^{51}V(*d*,*x*)^{48}V 反応断面積

これらを含むいくつかの放射化断面積の解析を通じて、DEURACS 内での統計崩壊成分の計算手法が有効であることがわかった。また、これらの結果は重陽子入射による放射化断面積の計算における、弾性分解やストリッピング反応の取扱いの重要性を示している。

参考文献

[1] S. Nakayama and Y. Watanabe, J. Nucl. Sci. Technol., 53(1), 89 (2016).
[2] S. Nakayama et al., to be published in EPJ Web of Conf. (2016).
[3] T. Ye et al., Phys. Rev. C 84, 054606 (2011).
[4] O. Iwamoto, J. Nucl. Sci. Technol. 44 (5), 687 (2007).
[5] S.M. Qaim et al., Radiochemica Acta 35, 11 (1984).

*Shinsuke Nakayama[1], Hiroshi Kouno[2], Shouhei Araki[2], Yukinobu Watanabe[2], Osamu Iwamoto[1] and Tao Ye[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyushu Univ., [3]Institute of Applied Physics and Computational Mathematics

核内カスケード模型によるフラグメント生成過程の記述 3
入射エネルギー100 MeV 以下の低エネルギー領域への拡張

Intra-nuclear cascade model including fragment production process 3

Improvement of DDX calculation for incident energies lower than 100 MeV

*萩原 雅之[1]

[1]高エネルギー加速器研究機構（KEK）

中高エネルギー領域の陽子入射反応に対する二次粒子生成の断面積を精度よく計算するため、過去の実験データを基に、核内カスケードモデル（INCL4.6）の改良を行っている。今回、数 10MeV 領域で無視できなくなる Q 値の補正と屈折の効果を導入することでモデルの適用範囲を低エネルギー領域へ拡張した。

キーワード：核反応、核データ、イベントジェネレータ、モンテカルロ法

1. 緒言

大型加速器施設の放射線安全設計、加速器を用いたがん治療、半導体ソフトエラー現象の評価・解明等の放射線応用分野では、加速粒子と標的核(人体や加速器を構成する原子核)との相互作用に関して、詳細かつ正確な情報が求められる。特に応用例の多い入射エネルギーが数 MeV/u から数 GeV/u の中間エネルギー領域では、標的核が破壊される核破砕反応が支配的となり、多くの中性子や陽子と共に、α粒子や IMF（Intermediate mass fragment）などの複合粒子が放出される。高エネルギー粒子線による放射化を評価するためには多種多様な核反応で放出されるあらゆる放射性同位体の生成量を計算する必要があり、照射効果や損傷などのミクロな現象を調べるためには、放出される粒子の生成量だけでなく放出角度やエネルギー情報の相関もシミュレーションする必要がある。本研究では、特定の核反応の記述に特化することなく、一般化した核内カスケードモデル（INCL4.6）を用いて二次粒子生成過程を広いエネルギー範囲で統一的に記述することで、放射線応用分野で必要とされている中高エネルギーの核反応断面積データを高精度化することを目的としている。

2. 計算・結果

今回、INCL4.6 に数 10 MeV 領域で無視できなくなる屈折の効果を導入した。62 MeV 陽子入射における鉄標的からの陽子放出の二重微分断面積を核内カスケードモデル（INCL4.6）と一般化蒸発モデル（GEM）で計算した結果の一例を実験値[1]と共に図 1 に示す。赤線は改良前の INCL4.6 と GEM を用いた計算で、青線は Uozumi らの屈折モデル[2]を組み込んだ結果である。高エネルギー端部分と後方のスペクトルで大きな改善が見られた。

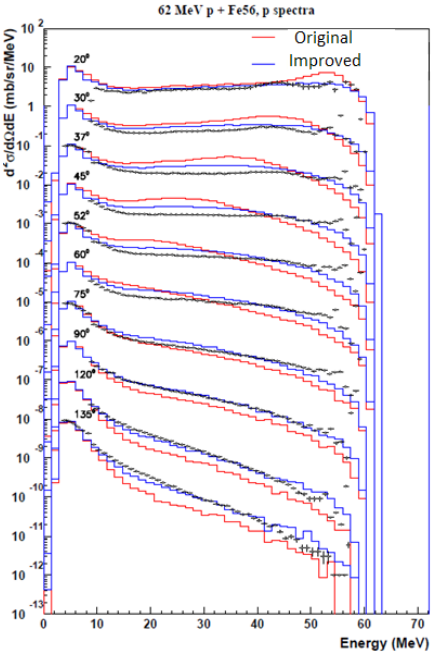


図 1: ^{56}Fe(p,p)^{56}Fe DDX の比較

.

参考文献

[1] F. E. Bertrand and R. W. Peelle, Phys. Rev. C 8, 1045 (1973).

[2] Y. Uozumi, T. Yamada, S. Nogamine, and M. Nakano, Phys. Rev. C 86, 034610 (2012)

*Masayuki Hagiwara[1]

[1]High Energy Accelerator Research Organization (KEK)

核データを用いたPHITSの計算結果における系統誤差の評価

Estimation of systematic uncertainty in calculated results by PHITS with nuclear data

*橋本　慎太郎[1]，岩本　修[1]，佐藤　達彦[1]，仁井田　浩二[2]
[1]原子力機構，[2]高度情報科学技術研究機構

粒子・重イオン輸送計算コードPHITSを用いた放射線輸送計算による評価済み核データライブラリの不定性に起因する系統誤差を評価する手法を開発し、中性子の遮へい計算の結果に伴う系統誤差を評価した。
キーワード：PHITS、粒子輸送計算コード、核データライブラリ、系統誤差

1. 緒言

放射線の挙動を模擬することができる粒子・重イオン輸送計算コードPHITS[1]は、加速器施設の遮へい計算等に利用されている。PHITSには他のモンテカルロ計算コードと同様に、計算に用いた試行回数に伴う統計誤差を評価する機能が備わっており、その計算結果の信頼性を確認できる。しかし、核データや核反応モデルで模擬している核反応については数%から数10%の不定性が含まれていることが知られており[2]、この不定性が最終的な計算結果に与える影響を系統誤差として評価する手法が求められていた。

２．計算手法

核反応の不定性が放射線輸送計算の結果に与える影響を解析する手法として、Koningらが提案したTotal Monte Carlo法がある[3]。この手法は、核反応モデルTALYSの核子間相互作用等のパラメータを変化させて数千の核データライブラリを用意し、使用するライブラリによる輸送計算の結果の変動を核反応由来の系統誤差として評価する。しかし、数千ものライブラリを計算する条件によって毎回用意するのは難しい。そこで、本研究では、核データライブラリとしてJENDL-4.0[2]を使用し、共分散（断面積の不定性）の値の範囲内で断面積を増減させて擬似的に複数のライブラリを用意する手法を採用した。ここで、断面積の増減は乱数で決定し、得られた各々の断面積でPHITSによる放射線輸送計算を実行した。複数の計算結果は使用した断面積によって変動するため、その変化量を共分散由来の系統誤差として評価した。

3. 結果・考察

PHITSコードで20MeV中性子を50cm厚の鉄材に照射した場合の輸送計算を行い、深さ方向の中性子フルエンス分布を計算した結果を図1に示す。統計誤差は0.2%以下となるよう試行回数を設定しており、本研究で開発した手法で評価した系統誤差は図中で誤差棒として示す。JENDL-4.0で評価された鉄標的における全断面積の共分散の値は約4%であるが、今回評価した系統誤差は中性子の散乱が少ない0cm（表面）付近のフルエンスに対しては約2%で、多数の散乱が関与する深さ50cm付近においては約5%と増加する傾向が確認できた。

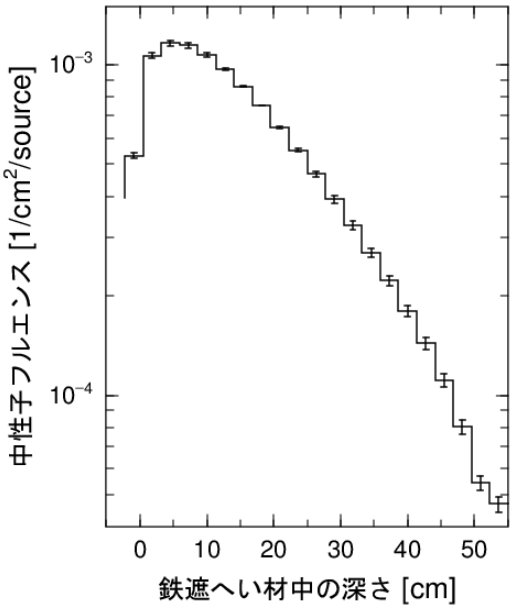


図1. 20MeV中性子を鉄材に照射した場合の中性子フルエンス

参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50, 913(2013).

[2] K. Shibata et al., J. Nucl. Sci. Technol. 48, 1(2011).

[3] A.J. Koning and D. Rochman, Ann. Nucl. Energy 35, 2024-2030 (2008).

*Shintaro Hashimoto[1], Osamu Iwamoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Koji Niita[2]
[1]JAEA, [2]RIST

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

[3J06-10] Nuclear fission theory

Chair: Hiroyuki Makii (JAEA)

Mon. Mar 28, 2016 10:45 AM - 12:00 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[3J06] 4-dimensional Langevin calculation for the study of fission

＊Takahiro Wada[1], Tomomasa Asano[2], Yoshihiro Aritomo[3], Masahisa Ohta[4] （1.Engineering Science, Kansai Univ., 2.ORDIST, Kansai Univ., 3.Science and Engineering, Kindai Univ., 4.Konan Univ.）

10:45 AM - 11:00 AM

[3J07] 4-dimensional Langevin calculation for the study of fission

＊Tomomasa Asano[1], Takahiro Wada[2], Yoshihiro Aritomo[3], Masahisa Ohta[4] （1.ORDIST, Kansai Univ., 2.Engineering Science, Kansai Univ., 3.Science and Engineering, Kindai Univ., 4.Konan Univ.）

11:00 AM - 11:15 AM

[3J08] 4-dimensional Langevin calculation for the study of fission

＊Yoshihiro Aritomo[1], Tomomasa Asano[2], Takahiro Wada[3], Masahisa Ohta[4] （1.Science and Engineering, Kindai Univ., 2.ORDIST, Kansai Univ., 3.Engineering Science, Kansai Univ., 4.Konan Univ.）

11:15 AM - 11:30 AM

[3J09] Charge polarization and the elongation of the fissioning nucleus at scission

＊Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1], Nicolae Carjan[2] （1.Tokyo Tech, 2.IFIN-HH）

11:30 AM - 11:45 AM

[3J10] Effects of microscopic transport coefficients on fission observables calculated by Langevin equations

＊Mark Usang[1], Fedir Ivaniuk[1,2], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.Institute for Nuclear Research）

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

核分裂研究のためのランジュバン計算の４次元化 （1）ランジュバン方程式を用いた核分裂計算

4-dimensional Langevin calculation for the study of fission
(1) Study of fission with Langevin equation

*和田 隆宏[1]，浅野 大雅[2]，有友 嘉浩[3]，太田 雅久[4]
[1]関大システム理工，[2]関大先端機構，[3]近大理工，[4]甲南大

ランジュバン方程式による核分裂の記述について概観し、アクチナイド領域で見られる質量非対称分裂を含む分裂片の質量分布の記述に必要な４次元化の重要性について報告する。

キーワード：核分裂、質量分布、ランジュバン方程式

1. 緒言

核分裂過程を記述し、種々の物理量を計算できる有力な枠組みとして、ランジュバン方程式により原子核の変形の時間発展を計算する方法がある。アクチナイド領域で見られる質量非対称分裂を含む分裂片の質量分布を記述するには、原子核の伸び、質量非対称度、二つの分裂片の変形度の少なくとも４つの自由度を含む変形を考える必要があり、このためのランジュバン計算の４次元化が必要である。

2. これまでの経緯と今後の発展

少数の遅い自由度（集団自由度）が多数の速い自由度（熱浴）と相互作用する場合に、集団自由度の動力学を記述する枠組みとして揺動散逸動力学がある。いわゆるブラウン運動がこれにあたり、数学的にはフォッカープランク方程式やランジュバン方程式で記述される。誘起核分裂に初めてこれを適用したのはKramers(1940)で、我々は、変形自由度の多次元化を行うことで核分裂幅だけでなく、分裂片の全運動エネルギーや質量分布なども扱えるようにした[1, 2, 3]。変形パラメータの数と扱える物理量には関係があり、また複数の物理量を扱う場合にはそれらの整合性が重要であることを示す。特に、アクチナイド領域で見られる質量非対称分裂を含む分裂片の質量分布を定量的に記述するには、二つの分裂片の変形度を独立に扱うことが必要で、このためのランジュバン計算の４次元化が必要である。この際、変形ポテンシャルの殻補正を精密に計算することが特に大切で、そのためにこれまでの計算法を改良する。

3. 結論

ランジュバン方程式は誘起核分裂の研究に用いられ実験データの解析に役立ってきた。核分裂片の変形を適切に取り入れることにより、陽子数や中性子数によって非対称分裂が優勢になったり、対称核分裂が優勢になったりする機構を明らかにでき、核分裂過程のより深い理解につながると期待できる。

参考文献

[1] T. Wada, Y. Abe and N. Carjan, Phys. Rev. Lett. 70, 3538 (1993).

[2] T. Asano, T. Wada, M. Ohta, T. Ichikawa, S. Yamaji and H. Nakahara, J. Nucl. Radiochem. Sci. 5, 1 (2004).

[3] T. Asano, T. Wada, M. Ohta, S. Yamaji and H. Nakahara, J. Nucl. Radiochem. Sci. 7, 7 (2006).

---

*Takahiro Wada[1], Tomomasa Asano[2], Yoshihiro Aritomo[3] and Masahisa Ohta[4]

[1]Engineering Science, Kansai Univ., [2]ORDIST, Kansai Univ., [3]Science and Engineering, Kindai Univ., [4]Konan Univ.

核分裂研究のためのランジュバン計算の４次元化
(2) 4 次元ランジュバン核分裂計算のための微視的ポテンシャル

4-dimensional Langevin calculation for the study of fission

(2) Microscopic potential for the 4-dimensional Langevin calculation of fission

*浅野 大雅[1]，和田 隆宏[2]，有友 嘉浩[3]，太田 雅久[4]

[1]関大先端機構，[2]関大システム理工，[3]近大理工，[4]甲南大

分裂過程において原子核の形状は、様々な変化をする。それらの核形状を記述するには、少なくとも４つの形状自由度を考える必要があり、その形状に対応する巨視的エネルギーと微視的エネルギーを求める必要がある。本講演では、ランジュバン方程式の計算に用いるポテンシャル・エネルギーについて報告する。

キーワード：核分裂、ポテンシャル・エネルギー、微視的エネルギー、質量分布、ランジュバン方程式

1. 緒言

U 原子核の核分裂は、核分裂という自然現象を発見する端緒になったものであり、工学的には原子力発電で利用されている重要な現象である。応用分野での重要性とは対照的に、自然科学としては未だに解明されていない事象が多く存在する。

2. これまでの理論的研究

N. Bohr は複合核模型と液滴模型を考案し、入射粒子の capture cross section や複合核からの放出中性子数の再現に成功した[1]。しかしながら、低エネルギーでの核分裂で生じる質量分布の再現をできなかった。

この問題は、ポテンシャル・エネルギーから部分的な解決を得た。液滴模型に基づく巨視的エネルギーのみを考慮するのではなく、殻模型に基づく微視的エネルギーを考慮することで、ある特定の陽子数や中性子数を持つことがわかり、核分裂において質量非対称な分裂が生じることが予想できた。P. Möller 達は、基底状態から分離点までの様々な核形状に対応する多次元ポテンシャル・エネルギー面を研究し様々な分裂経路を見出し、U 原子核でも質量非対称な分裂経路を見出した [2]。しかしながら、彼らはこれらの経路を辿る寄与の見積り、即ち質量分布の再現を物理学的には行えなかった。

3. 本研究

この現象の理解には、ポテンシャル・エネルギー表面とともに、散逸などの動力学的効果を取り入れるために分裂過程をランジュバン方程式の様に動力学的に取り扱うことが必要である[3]。実験により観測される物理量がどのような分裂過程に起因するかを考察し、どの分裂モードが優位に立つかを調べることが可能となる。様々な分裂モードに対応する核形状を記述するには、原子核の伸び，質量非対称，二つの分裂片の変形度の少なくとも４つの形状自由度を考える必要がある。これらの核形状の微視的エネルギーを計算するには核形状に対応する波動関数を求める必要があり、これまで用いられてきた変形一中心調和振動子基底の使用には問題がある。また、以前用いた二中心調和振動子模型では、原理的に問題が多い。

本発表では、動力学計算をするために用いるポテンシャル・エネルギーについて報告する。

参考文献

[1] N. Bohr and J. A. Wheeler, Phys. Rev. 56 (1939) 426.

[2] P. Möller, D. G. Madland, A. J. Sierk and A. Iwamoto, Nature 409 (2001) 785.

[3] Y. Abe, S. Ayik, P.-G. Reinhard, E. Surad, Phys. Rep. 275 (1996) 49.

*Tomomasa Asano[1], Takahiro Wada[2], Yoshihiro Aritomo[3] and Masahisa Ohta[4]

[1]ORDIST, Kansai Univ., [2]Engineering Science, Kansai Univ., [3]Science and Engineering, Kindai Univ., [4]Konan Univ.

核分裂研究のためのランジュバン計算の４次元化
(3) 液滴ポテンシャルを用いた４次元ランジュバン核分裂計算

4-dimensional Langevin calculation for the study of fission

(3) 4-dimensional Langevin calculation of fission with a liquid-drop potential

*有友 嘉浩[1]，浅野 大雅[2]，和田 隆宏[3]，太田 雅久[4]

[1]近大理工，[2]関大先端機構，[3]関大システム理工，[4]甲南大

低エネルギーにおける核分裂では、殻効果の影響を考慮する必要があるため、それぞれのフラグメントの変形度を独立に扱うことが非常に重要である。殻効果を考慮する前段階として、液滴模型によるポテンシャルエネルギーを用いて各々のフラグメントの変形を独立に扱える動力学模型を整備し、質量分布および運動エネルギー分布を計算した。

キーワード：核分裂、ポテンシャルエネルギー、微視的エネルギー、質量分布、ランジュバン方程式

１．緒言

原子炉内で起こる核分裂過程の全容を把握するために、理論模型を構築しプログラムコードの開発を行い、実験では測定できない物理量の取得および、原子炉内で起こる現象の予測や解析を行う。本研究では、原子核の崩壊過程を扱う理論模型として、「動力学模型」を採用した。ウラン領域の低励起核分裂において、実験で測定された分裂片の質量数と中性子放出多自由度の相関から、それぞれのフラグメントの変形度は異なっていることが示唆されている。今回は、殻効果を考慮する前段階として、液滴模型を用いて各々のフラグメントの変形を独立に扱える動力学模型を整備した。この模型を用いて、分裂片の質量数分布、運動エネルギー分布等を計算し、それぞれの変形度を独立化した効果を調べた。

２．方法

動力学模型では、散逸揺動理論に基づくランジュバン方程式を用いた。原子核の形状は二中心模型を用いて記述し、変形パラメータとして、重心間距離、フラグメントの変形度、質量非対称度を用いた（図１）。これまでは、計算量を軽減するため左右のフラグメントの変形度を等しいと仮定してきたが、今回は独立に扱うことで４次元ランジュバン方程式を導入し、また液滴模型のみによるポテンシャルを採用し、計算コードの開発を行った。計算時間の短縮化を図るため、クラスターコンピュータを導入し、パラレル計算を実行した。

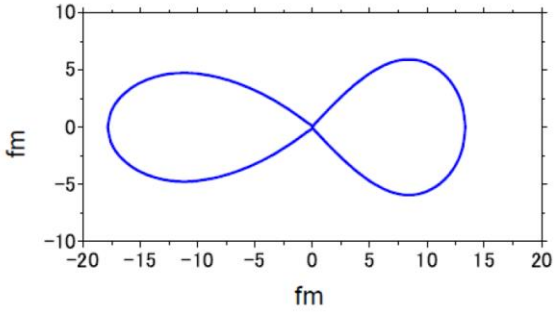


図1. ^{236}Uの分裂点での形状（計算結果）

３．結果・考察

４次元ランジュバンコードを解くためのアルゴリズム、および内挿サブルーチンの開発を行った。このコードを用いて、ウラン領域の原子核に対し、分裂片の質量分布、運動エネルギー分布を計算し、左右のフラグメントの変形度を独立にした場合の影響について調べる。

* Yoshihiro Aritomo[1], Tomomasa Asano[2], Takahiro Wada[3], and Masahisa Ohta[4]

[1]Science and Engineering, Kindai Univ., [2]ORDIST, Kansai Univ., [3]Engineering Science, Kansai Univ., [4]Konan Univ.

荷電偏極と断裂時における分裂核の伸び

Charge polarization and the elongation of the fissioning nucleus at scission

*石塚　知香子[1]，千葉　敏[1]，ニコラエ　カルジャン[2]
[1]東工大原子炉工学研究所，[2]ホリア・フルベイ原子物理工学研究所

断裂時における分裂核の伸びと荷電偏極との関係を明らかにする。それを基にランジュバン模型コードを改良し、荷電偏極の効果を取り扱うことによりウラン領域の低励起複合核からの核分裂片のアイソトープ分布を精度良く計算可能とした。

キーワード：核データ，核分裂、荷電偏極、アイソトープ分布

1. 緒言

核物質の非圧縮性のために、原子核表面の中性子密度が下がるとそれに伴って対称エネルギーの増加と拮抗するように陽子密度が上昇する。そのために重い核分裂片と軽い分裂片では荷電の分けられ方が不変電荷分配（UCD）の仮定とは異なるものと考えられており、実験でも UCD からのズレ（荷電偏極）が観測されている。これは一次核分裂収率や独立収率としばしば表される核分裂片のアイソトープ分布と関係し、その測定は低励起エネルギーにおいて現在も挑戦的な課題であるため、その理論的研究は重要である。このような物理量は工学的な応用においても極めて重要である。特に遅発中性子放出の境界は UCD と近接している（下図参照）ため、核分裂時の荷電偏極をウラン領域の核に対して正確に見積れる理論の確立が原子炉の安定性を確保する上でも必要不可欠である。

2. 理論

荷電偏極をエネルギー最小化から導出する[1,2]。荷電偏極を与えるポテンシャルとしては、ランジュバン計算で用いられる二中心殻模型と質量公式を用いる。これらのポテンシャル下で動力学模型から低励起ウラン同位体の核分裂における分裂片のアイソトープ分布を求める[3,4]。ただし動力学模型のポテンシャルに含まれるシェル補正やペアリング補正は、分裂核全体のエネルギーを最小化する際には無視する。

3. 結論

荷電偏極の分裂する直前の分裂片の伸び物理量に対する依存性を検証し、その影響が核分裂片のアイソトープ分布に与える影響をランジュバン計算により評価した[4]。

参考文献

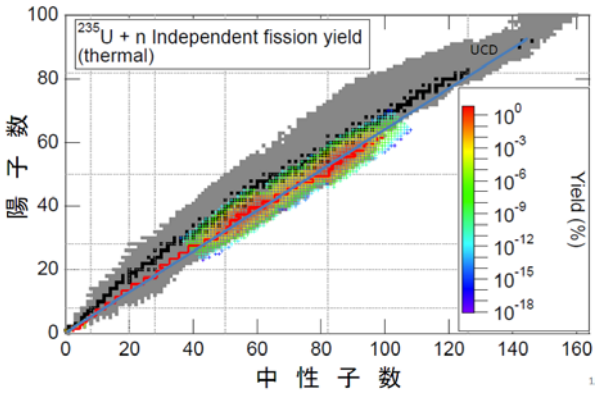
[1] G. D. Adeev, Fiz. Elem. Chastis At. Yadra 23, 1572 (1992).

[2] J. A. MaHugh and M. C. Michel, Phys. Rev. 172, 1160 (1968).

[3] C. Ishizuka, Y. Aritomo, A. V. Karpov, S. Chiba, EPJ Web Conf. to be published.

[4] C. Ishizuka, S. Chiba, N. Carjan, in prep.

*Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[2] and Nicolae Carjan[2]
[1]RLNL, Tokyo Tech, [2]IFIN-HH



赤線：遅発中性子吸収の境界
青線：UCD

Effects of microscopic transport coefficients on fission observables calculated by Langevin equations

*Mark D. A. Usang[1], Fedir V. Ivaniuk[2], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1]

[1]Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology, [2]Institute for Nuclear Research

We have developed new Langevin-model codes to calculate fission observables as a contract with MEXT. Developed are 1) a Langevin code which can take account of microscopic transport coefficients (the mass and friction tensors) calculated by linear response theory, and 2) a 4-dimensional Langevin code in which deformations of 2 fission fragments are treated to be independent. Calculated results by them will be presented placing emphasis on those with microscopic transport coefficients and their effects on fission observables.

Keywords: Nuclear fission, Langevin equation, microscopic transport coefficients, 4-dimensional Langevin code

1. Introduction

We have a 4-year contract with MEXT to improve accuracy of delayed-neutron nuclear data, based on both experimental and theoretical activities. Here, we present our results on description of nuclear fission by Langevin equations.

2. Computational Method and Results

The nuclear shape during fission is described in terms of two-center shell model, where 3 or 4 collective coordinates are used. In the 4D case, deformations of the 2 fragments are chosen independently besides elongation and mass-asymmetry degree-of-freedoms. The potential energy surface and transport coefficients are calculated at selected grid points of nuclear shape according to Ref. [1].

We have calculated fission observables such as mass distribution and prescission kinetic energy (PKE) of fragments. Figure below shows how average PKE depends on the temperature (T_{tr}) at which the microscopic transport coefficients are calculated. When T_{tr} is small, so is the friction, and then the PKE becomes large. This mean that fission fragments acquire much kinetic energy during descent from the saddle to scission when T_{tr} is small, and opposite is true for large T_{tr}. Therefore, the fission dynamics is affected clearly by the microscopic effects on the transport coefficients.

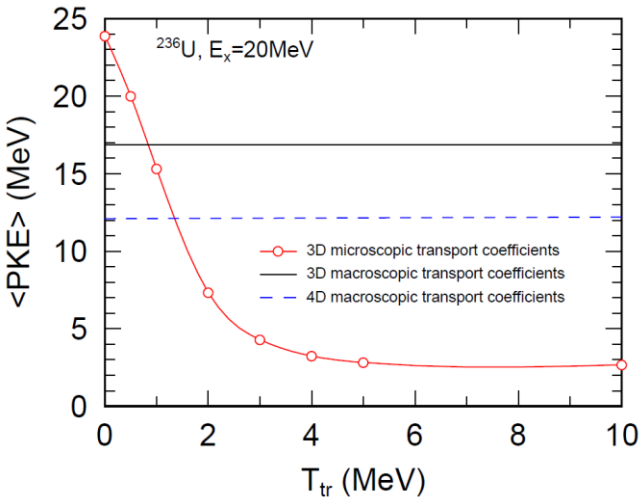


Figure: Dependence of the prescission kinetic energy on temperature T_{tr} at which microscopic transport coefficients are calculated.

3. Conclusion

Effects of microscopic transport coefficients are explored by a new Langevin-model code.

References

[1] F.V. Ivaniuk et al., J. Nucl. Sci. Tech., DOI: 10.1080/00223131.2015.1070111.

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

[3J11-13] Beta decay, delayed neutron

Chair: Ayano Makinaga (JIFS)

Mon. Mar 28, 2016 2:45 PM - 3:30 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[3J11] Calculation of delayed neutron emission probabilities and averaged number of delayed neutrons estimated on an improved gross theory

＊Hiroyuki Koura[1], Satoshi Chiba[2] （1.SRC, JAEA, 2.RLNR, Tokyo Inst. Tech.）

2:45 PM - 3:00 PM

[3J12] Making of Beta Decay Database by Quasiparticle Random Phase Approximation

＊Futoshi Minato[1] （1.JAEA）

3:00 PM - 3:15 PM

[3J13] Nuclear-structure calculations of half-lives and beta-delayed neutron-emission probabilities in light unstable nuclei

＊Yutaka Utsuno[1,2], Sota Yoshida[3], Noritaka Shimizu[2], Takaharu Otsuka[2,3] （1.JAEA, 2.CNS, Univ. Tokyo, 3.Univ. Tokyo）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

改良した大局的理論における β 崩壊遅発中性子放出確率と平均遅発中性子数計算

Calculation of delayed neutron emission probabilities and averaged number of delayed neutrons estimated on an improved gross theory

*小浦寛之[1]，千葉敏[2]
[1]原子力機構先端基礎，[2]東工大原子炉研

高燃焼度原子炉における動特性評価のための遅発中性子収率の高精度化のため、遅発中性子放出を個々の核種の崩壊過程から考慮し評価するための理論研究を行う。本講演ではβ崩壊半減期及び遅発中性子放出を推定するβ崩壊大局的理論においてこれまで考慮されていなかった殻補正効果の影響について報告する。

キーワード：核データ、β崩壊の大局的理論、崩壊熱、遅発中性子放出、殻補正エネルギー

1. 緒言

原子炉における遅発中性子放出数は、炉の動特性、特にその制御に関して重要な役割を果たす。これら崩壊熱および遅発中性子数を微視的な観点から理解することは、軽水炉の安全性を物理過程として把握するためにも、また高燃焼度におけるマイナーアクチノイドにおける挙動を理解するためにも重要である。これらを定量的に扱うには、（１）核分裂生成物の分布予測、および（２）個々の核種の原子核崩壊強度および遅発中性子割合の導出が不可欠である。そのうち後者はβ崩壊理論計算をもとに扱うことが可能である。

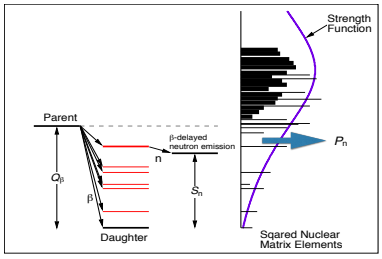


図１：遅発中性子放出核種のβ崩壊の概念図。親核から娘核へのβ崩壊Q値より娘核の中性子分離エネルギーが低ければ遅発中性子を起こしうる。その強度はβ崩壊強度関数で表される。

2. 方針・計算方法

β崩壊の大局的理論の改良と大規模計算により核分裂生成物のβ崩壊半減期および遅発中性子確率を再現できるようにし、これをもとに平均遅発中性子数を精度よく理論予測することを目指す。

β崩壊の大局的理論はβ崩壊強度関数を全原子核に共通な関数型として与えてβ崩壊半減期を得るものである（図１）。和則を考慮しているため、実験データとの整合性にすぐれているが、個々の核種の性質は平均化され、その点の改良の余地がある。そこで強度関数の高エネルギー部分が遅発中性子放出割合に、低エネルギー部分がβ崩壊半減期部分に寄与する性質を考慮して大局的理論の改良を行う。

3. 今回の実施内容・今後の展望

β崩壊強関数は一粒子強度関数と単一粒子エネルギー密度の積で表される。このうち単一粒子エネルギー密度を従来のフェルミガス模型に、KTUY 模型をもとにした殻補正を施したものに改良した。その結果、２重閉殻付近の遅発中性子放出割合について精度が上がり、また総和計算としての平均中性子放出数に対して熱中性子や 14MeV 中性子に関しても改善された。

本成果は平成２４年度から文部科学省原子力システム研究開発事業（安全基盤技術研究開発）の支援（代表機関：東工大、再委託先機関：原子力機構）を受けた「高燃焼度原子炉動特性評価のための遅発中性子収率高精度化に関する研究開発」として実施した成果の一部である。

*Hiroyuki Koura[1], Satoshi Chiba[2]
[1]ASRC, JAEA., [2]RLNR, Tokyo Inst. Tech.

準粒子乱雑位相近似法を適用したベータ崩壊データベースの作成

Making of Beta Decay Database by Quasiparticle Random Phase Approximation

*湊　太志

日本原子力研究開発機構

核図表上における不安定核種のベータ崩壊半減期および遅発中性子放出分岐比などを、核構造を基にした理論計算を用いて導出した。その数値計算結果を実験データや既存の理論結果と比較する。

キーワード：核データ、ベータ崩壊、遅発中性子、ベータ線、核構造理論、核分裂生成物

１．緒言

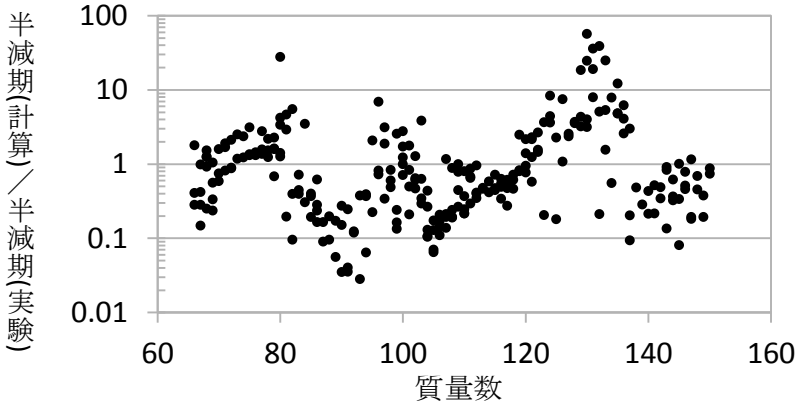
核分裂生成物を含む不安定な原子核のベータ崩壊およびそれに伴って放出される遅発中性子の量は原子力工学だけではなく天体核物理でも重要である。近年の加速器技術の発展に伴い、これまで調べることのできなかった不安定核種を測定できる実験施設が、世界中で計画または既に完成がなされ、理研のRIBFのように新しい実験データを提供している。しかしながら、遅発中性子分岐比やそのスペクトル、ベータ線スペクトルなど、いまだ実験的に調べられていないデータが存在している。それら未知のデータについては、これまで評価データでは理論計算による補完が行われてきた。例えばJENDL崩壊データ(JENDL/DDF-2015,FPD-2011など)では、大局的理論が採用されている。しかしながら、理研のRIBFによる新しい実験によると、核図表の安定線から遠く離れるにつれて、大局的理論のベータ崩壊半減期の予測値が実験データをうまく再現していないことが分かってきた。この問題の原因の一つとして、大局的理論が原子核の構造（核構造）を十分に考慮していないことが考えられる。そのため本研究では、核構造をより正確に考慮した理論モデルによるベータ崩壊データベースを作成することを目指した。

２．計算方法

本研究のベータ崩壊計算には、準粒子乱雑位相近似法(QRPA法)を採用した。この手法は、大局的理論と比較し、個々の原子核がもつ固有の核構造をより現実的に考慮した理論モデルである。QRPA法は、実際には偶数個の核子を持つ原子核しか記述することができないが、Equal-Filling-Approximationという手法を用いることで奇数個の核子を持つ原子核にも適用した。遅発中性子分岐比とそのスペクトルは、Hauser-Feshbach統計モデルを用いて導出した。

３．結果

QRPA法を実行するうえで必要となるインプットパラメータは、核子間の有効相互作用であり、本研究ではSkO’相互作用を用いて計算を行った。得られた計算結果の例を下図に示す。横軸は質量数で、縦軸は計算結果を実験値で割ったものであり、275核種について比較が行われている。おおよそファクター1～10の範囲内で半減期を再現できていることが分かった。しかしながら、再現精度は大局的理論より劣っており、その原因について分析した結果、本研究で取り扱っていない第一禁止遷移の影響が大きいことが分かった。講演では、より詳細に第一禁止遷移の寄与について触れ、また遅発中性子についても議論する。



図：ベータ崩壊半減期の計算値と実験値の比較

*Futoshi Minato

Japan Atomic Energy Agency

軽い中性子過剰核の半減期と遅発中性子放出確率の核構造計算

Nuclear-structure calculations of half-lives and neutron-emission probabilities in light unstable nuclei

*宇都野　穣[1,2]，吉田　聡太[3]，清水　則孝[2]，大塚　孝治[2,3]

[1]原子力機構，[2]東大 CNS，[3]東京大学

陽子数が 13 から 19 まで、中性子数が 21 以上の中性子過剰核の半減期および遅発中性子放出確率を大規模殻模型計算によって系統的に計算した。この計算は、実験値をよく再現し、実験データのない非常に中性子過剰な原子核に対する予言を与えた。

キーワード：中性子過剰核，ベータ崩壊，遅発中性子，ガモフテラー遷移，殻模型

1. 緒言

ベータ崩壊の半減期や中性子放出確率は、原子力や天体核に必要とされる核構造データのうち、最も基本的なものの一つである。安定核近傍では測定データが揃っているものの、非常に中性子過剰な核に対する測定は限られており、そこでは信頼できる理論計算のインプットが重要である。本研究では、微視的核構造計算の一つである殻模型計算によって軽い核の半減期と中性子放出確率を系統的に計算し、この模型の記述能力を確かめることを目的とする。

2. 計算手法および結果

陽子、中性子ともに *sd* 殻および *pf* 殻からなるバレンス殻を採用した殻模型計算を行った。計算の制約上、*sd* 殻から *pf* 殻へ 1 核子まで励起した配位のみを取り入れた。この広い模型空間を採用することによって、中性子数が 34 程度までの中性子過剰核の構造を記述することが可能となる。有効相互作用として、この領域の不安定核の低励起状態を良く記述する、SDPF-MU 相互作用[1]を用いた。半減期を計算するため、ランチョス強度関数法によって、精度良くかつ効率的にガモフテラー強度分布を求めた。殻模型計算は、KSHELL コード[2]を用い、主に原子力機構のスーパーコンピュータ上（BX900、SGI ICE X）で行われた。

この模型によって、陽子数が 13 以上 28 程度まで、中性子数が 34 程度までの全ての原子核の半減期を記述できると考えられるが、ここでは陽子のフェルミ面が *sd* 殻、中性子のフェルミ面が *pf* 殻にある原子核のみを計算対象とした。本稿執筆段階では、硫黄とアルゴンの偶偶核の半減期計算と遅発中性子放出確率の計算が完了し、実験値と計算値の非常に良い一致が得られている。講演では、奇核、奇奇核を含むより広い範囲の計算結果を報告する予定である。また、ガモフテラー強度関数の系統性も調べた結果、より中性子過剰になるにつれてガモフテラー巨大共鳴が発達することが確認されるとともに、低励起状態にピグミー遷移とも言うべき、小さいが半減期や遅発中性子放出確率に重要な影響を与えるピーク構造も得られた。

参考文献

[1] Y. Utsuno, T. Otsuka, B. A. Brown, M. Honma, T. Mizusaki, and N. Shimizu, Phys. Rev. C 86, 051301(R) (2012).

[2] N. Shimizu, arXiv:1310.5431 [nucl-th] (2013).

---

*Yutaka Utsuno[1,2], Sota Yoshida[3] , Noritaka Shimizu[2] and Takaharu Otsuka[2,3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]CNS, Univ. Tokyo, [3]Univ. Tokyo

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

[3J14-17] Integral experiment, benchmark test

Chair: Satoshi Kunieda (JAEA)

Mon. Mar 28, 2016 3:30 PM - 4:30 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[3J14] Investigation of Copper Nuclear Data based on Benchmark Experiment on Copper with DT Neutrons at JAEA/FNS

＊Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Satoshi Sato[1], Kentaro Ochiai[1], Chikara Konno[1] （1.JAEA）

3:30 PM - 3:45 PM

[3J15] Detailed analysis of Integral Experiment on Molybdenum at JAEA/FNS

＊Masayuki Ohta[1], Saerom Kwon[1], Kentaro Ochiai[1], Satoshi Sato[1], Chikara Konno[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:45 PM - 4:00 PM

[3J16] New Integral Experiment on Tungsten Using DT Neutron at JAEA/FNS

＊Satoshi Sato[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Kentaro Ochiai[1], Chikara Konno[1] （1.JAEA）

4:00 PM - 4:15 PM

[3J17] JENDL-4.0/HE benchmark test with shielding experiments at JAEA/TIARA

＊Chikara Konno[1], Masayuki Ohta[1], Saerom Kwon[1], Satoshi Sato[1] （1.JAEA）

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

JAEA/FNS における DT 中性子入射銅ベンチマーク実験に基づいた銅核データの検討

Investigation of Copper Nuclear Data based on Benchmark Experiment on Copper with DT Neutrons at JAEA/FNS

*権 セロム，太田 雅之，佐藤 聡，落合 謙太郎，今野 力
日本原子力機構研究開発機構

昨年春の年会で、JAEA/FNS で行った新たな銅ベンチマーク実験において低エネルギー中性子に感度を持つ実験値を計算値が大幅に過小評価することを報告した。今回、この過小評価の原因を詳細に調べ、銅の弾性散乱と捕獲反応断面積に問題がある可能性が高いことが分かった。

キーワード：銅、ベンチマーク実験、核データ、DT 中性子

1. 緒言

20 年ほど前に JAEA/FNS で実施した銅ベンチマーク実験では低エネルギー中性子に感度を持つ反応の反応率において計算値が実験値を大幅に過小評価していた。その原因と考えられたバックグランド中性子を低減させた体系を用いた新たな実験を同施設で実施し、過小評価は若干改善したものの、未だ過小評価が残っていることを昨年春の年会で報告した[1]。今回、この過小評価の原因を銅の核データをもとに詳細に調べた。

2. 解析・結果

昨年春の年会で、銅の同位体のデータを JENDL-4.0 から ENDF/B-VII.1、JEFF-3.2 に変えると計算結果が 10%程度増減し、^{63}Cu: JEFF-3.2, ^{65}Cu: JENDL-4.-0 の組み合わせの計算値が実験値に最も近づくことを報告した[1]。この結果をもとに、JENDL-4.0、ENDF/B-VII.1、JEFF-3.2 の銅の核データを弾性散乱、捕獲反応断面積を中心に詳細に調べ、主に共鳴領域で差があることがわかった。^{63}Cu: JEFF-3.2, ^{65}Cu: JENDL-4.-0 の組み合わせをベースに弾性散乱、捕獲反応断面積を種々変えた計算（a1:100eV-300keV の弾性散乱断面積を 5%増、捕獲反応断面積を 5%減。a2:100eV-300keV の弾性散乱断面積を 10%増、捕獲反応断面積を 10%減）を行ったところ、図 1 に示すように a2 のケースで計算値が実験値とほぼ一致した。

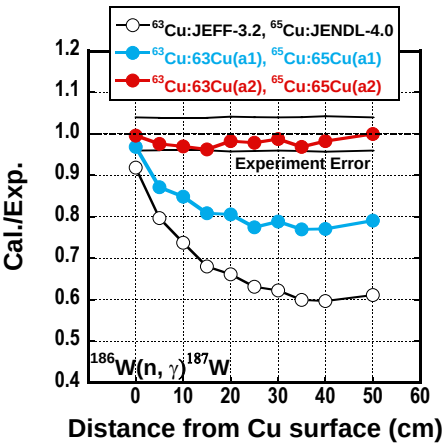


図 1 ^{186}W(n,γ)^{187}W 反応の反応率の実験値に対する計算値の比

3. 結論

新たに実施した銅ベンチマーク実験の詳細解析を行い、低エネルギー中性子に感度を持つ反応の反応率の大幅な過小評価を改善するためには、弾性散乱と捕獲反応断面積を共鳴領域で変更する必要があることがわかった。

参考文献

[1] 権他、原子力学会 2015 年春の年会、 N14.

*Saerom Kwon, Masayuki Ohta, Satoshi Sato, Kentaro Ochiai and Chikara Konno
Japan Atomic Energy Agency

JAEA/FNS におけるモリブデンの積分実験の詳細解析

Detailed analysis of Integral Experiment on Molybdenum at JAEA/FNS

*太田 雅之，権 セロム，落合 謙太郎，佐藤 聡，今野 力

日本原子力研究開発機構

昨年春の年会で報告した JAEA/FNS の DT 中性子源を用いたモリブデン積分実験での計算値の過小評価の原因を詳細に調べ、JENDL-4.0 のモリブデンの(n,2n)反応、(n,γ) 反応断面積に問題があることを指摘した。

Keywords: Molybdenum, DT Neutron, Integral Experiment, JENDL-4.0, MCNP

1. 緒言

モリブデンの核データの妥当性を検証するため、FNS の DT 中性子源と 253 mm×253 mm×354 mm の大きさのモリブデン体系を用いてモリブデンの積分実験を実施し、昨年春の年会で報告した[1]。この実験で、モンテカルロ計算コード MCNP5 を用いた計算値は、体系表面からの距離とともに様々なドシメトリー反応の反応率と核分裂率の測定値を過小評価する傾向が見られた。今回、この過小評価の原因について詳細に調べた。

2. 解析・結果

天然組成のモリブデンの断面積の測定値を ENDF/B-VII.1、JEFF-3.2、JENDL-4.0 の断面積データと比較したところ、(n,2n)反応の断面積は ENDF/B-VII.1 と JENDL-4.0 よりも JEFF-3.2 に近く、JENDL-4.0 のやや高いエネルギー領域における(n,γ)反応の断面積よりも 30%程度小さい傾向の実験値があることがわかった。そこで、JENDL-4.0 の(n,2n)反応の断面積データを JEFF-3.2 の断面積データと入れ替え、さらに ^{98}Mo を除く(n,γ)反応の 200 eV 以上の断面積を 0.7 倍した暫定的な核データ（JENDL-4.0.mod）を作成し、その効果を調べた。計算は MCNP5 で行い、JENDL-4.0.mod の ACE ファイルは NJOY99 コードで作成した。JENDL-4.0.mod を用いた計算値は、^{115}In(n,n')^{115m}In 反応の反応率では大きな改善は見られなかったが、図 1 に示すようにその他の反応の反応率と核分裂率では、過小評価が大幅に改善された。

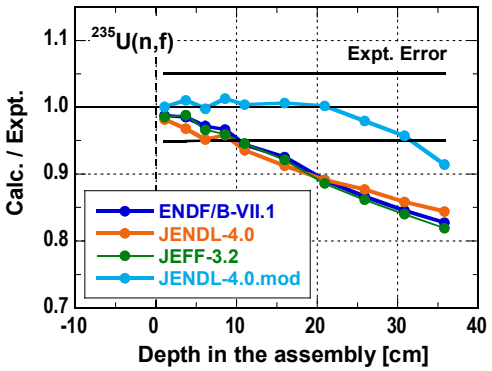


図 1　^{235}U の核分裂率の実験値に対する計算値の比

3. 結論

FNS の DT 中性子源を用いて行ったモリブデンの積分実験の解析を詳細に行った結果、(n,2n)断面積は JENDL-4.0 よりも JEFF-3.2 のほうが適当で、^{98}Mo を除く JENDL-4.0 の 200 eV 以上の(n,γ)断面積は過大評価の可能性があることがわかった。JENDL-4.0 のモリブデンのこれらのデータを見直す必要がある。

参考文献

[1] 太田他，原子力学会 2015 年春の年会，N13.

* Masayuki Ohta, Saerom Kwon, Kentaro Ochiai, Satoshi Sato and Chikara Konno

Japan Atomic Energy Agency

JAEA/FNS の DT 中性子を用いたタングステンの新たな積分実験

New Integral Experiment on Tungsten Using DT Neutron at JAEA/FNS

*佐藤 聡[1]，権 セロム[1]，太田 雅之[1]，落合 謙太郎[1]，今野 力[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

タングステンの核データライブラリーの検証を目的として、JAEA/FNS の DT 中性子を用いて、タングステンの周囲を Li_2O で囲んだ新たな体系で積分実験を行った。最新の核データライブラリーと MCNP による計算結果は実験結果と良い一致を示し、タングステンの核データライブラリーに問題がないことがわかった。

キーワード：FNS, DT Neutron, Tungsten, Integral Experiment, JENDL

1. 緒言

タングステンの核データライブラリーの検証を目的として、JAEA/FNS の DT 中性子を用いてタングステン体系の積分実験を行った。約 20 年前に JAEA/FNS で行われたタングステン積分実験では、計算結果と実験結果の一致は必ずしも良くなかった[1]。その原因として実験室の壁からの散乱中性子が考えられたため、本研究では、タングステン実験体系の周りを酸化リチウムで囲んで散乱中性子の影響を低減させた実験体系を用いて新たな積分実験を行った。

2. 実験

実験体系は幅 357mm、高さ 357mm、奥行き 508mm のタングステン実験体系の周りを酸化リチウム（前部 51mm 厚、側面 152mm 厚、後部 203mm 厚）で囲んだもので、この実験体系を DT 中性子源から 150mm の位置に設置した。実験体系の中心軸上で実験体系表面から深さ 50mm 毎に放射化箔（Nb, Al, In, Au, W）を設置し、この実験体系に DT 中性子を照射し、照射終了後、これらの箔からの崩壊ガンマ線を高純度 Ge 検出器で測定することにより、$^{93}Nb(n,2n)^{92m}Nb$, $^{27}Al(n,\alpha)^{24}Na$, $^{115}In(n,n')^{115m}In$, $^{197}Au(n,\gamma)^{198}Au$, $^{186}W(n,\gamma)^{187}W$ 反応の反応率を測定した。加えて実験体系の中心軸に核分裂計数管を設置し、深さ 50mm 毎に ^{235}U 及び ^{238}U の核分裂率を測定した。

3. 結果・考察

実験の解析をモンテカルロコード MCNP 及び最新の核データライブラリー（JENDL-4.0, ENDF/B-VII.1, JEFF-3.2）で行い、計算値と実験値との比較を行った。$^{186}W(n,\gamma)^{187}W$ 反応の反応率の実験値に対する JENDL-4.0 を用いた計算値の比を図 1 に示す。実験室の壁からの散乱中性子の影響を低減することにより、計算結果と実験結果の一致は良くなり、タングステンの核データに問題ないことがわかった。

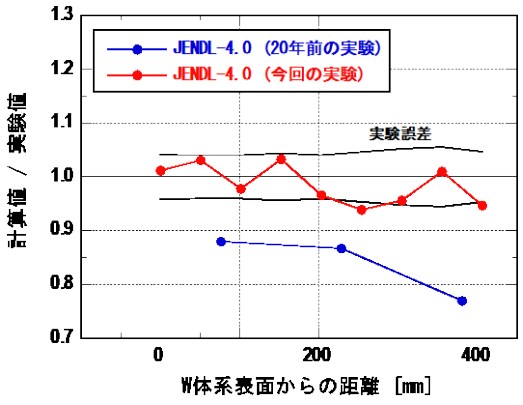


図 1　$^{186}W(n,\gamma)^{187}W$ 反応の反応率の実験値に対する計算値の比

参考文献

[1] F. Maekawa, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 36, 242-249 (1999).

*Satoshi Sato[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Kentaro Ochiai[1] and Chikara Konno[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

原子力機構 TIARA 遮蔽実験を用いた JENDL-4.0/HE ベンチマークテスト

JENDL-4.0/HE Benchmark Test with Shielding Experiments at JAEA/TIARA

*今野　力，太田　雅之，権　セロム，佐藤　聡

日本原子力研究開発機構

2015 年 11 月に公開された JENDL-4.0/HE の中性子入射データベンチマークテストとして、原子力機構 TIARA での 40MeV、65MeV 準単色中性子による鉄、コンクリート遮蔽実験の詳細解析を行い、65MeV 付近の ^{56}Fe の弾性散乱外断面積が大きく、鉄遮蔽実験の中性子束を過小評価することがわかった。

キーワード：JENDL-4.0/HE, MCNP, TIARA 遮蔽実験, 鉄, コンクリート

1. 緒言

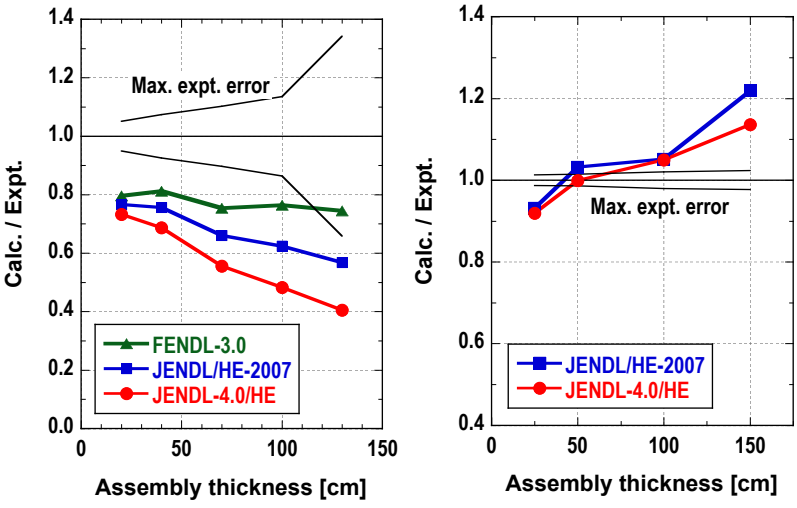
200MeV までの中性子、陽子入射核データライブラリ JENDL-4.0/HE が 2015 年 11 月に公開された。今回、原子力機構 TIARA での 40MeV、65MeV 準単色中性子による鉄、コンクリート遮蔽実験を用いて、中性子入射 JENDL-4.0/HE の鉄、コンクリートに含まれる核種の 20MeV 以上のデータのベンチマークテストを行ったので報告する。

2. 解析

解析には MCNP5-1.40 コードを用いた。JENDL-4.0/HE の ACE ファイルは NJOY2012 コードで独自に作成した。比較のために、JENDL 高エネルギーファイル JENDL/HE-2007、核融合炉用核データライブラリ FENDL-3.0 を用いた計算も行った（FENDL-3.0 の ^{16}O データに問題があるため [1]、コンクリート実験では FENDL-3.0 は使用せず）。

3. 結果・考察

65MeV 準単色中性子入射の鉄、コンクリート遮蔽実験の 60-70MeV のピーク中性子束の実験値に対する計算値の比の図を図 1 に示す。JENDL-4.0/HE を用いた計算値は、コンクリート遮蔽実験では実験値との一致が良いものの、鉄遮蔽実験では FENDL-3.0、JENDL/HE-2007 を用いた計算値よりも実験値との一致が悪く、130cm 厚の鉄体系では実験値の 40%程度と大幅な過小評価になっている。核データを詳細に調べた結果、JENDL-4.0/HE の ^{56}Fe の弾性散乱外断面積が 65MeV 付近で FENDL-3.0、JENDL/HE-2007 よりも大きく、これが鉄遮蔽実験での過小評価の原因と考えられる。



（a）鉄遮蔽実験　　（b）コンクリート遮蔽実験

図 1　65MeV 中性子入射時のピーク中性子束(60-70MeV)の実験値に対する計算値の比

参考文献

[1] C. Konno et al., Fusion Eng. Design 98-99 (2015) 2178-2181.

*Chikara Konno, Masayuki Ohta, Saerom Kwon and Satoshi Sato

Japan Atomic Energy Agency

[3L01-04] Tritium breeders and neutron multiplier (Fabrication technology and chemical characteristics)

Chair: Takumi Chikada (Shizuoka Univ.)

Mon. Mar 28, 2016 9:50 AM - 10:55 AM Room L (Lecture Rooms C C105)

[3L01] 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], Masaru Nakamichi [1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

9:50 AM - 10:05 AM

[3L02] Pebble Fabrication of Novel Advanced Tritium Breeders Using a Solid Solution of $Li_{2+x}TiO_{3+y}$ with Li_2ZrO_3

＊Tsuyoshi Hoshino[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:05 AM - 10:20 AM

[3L03] Study on quantity fabrication and purity control of lithium-lead as fusion liquid breeder

＊CHANGHO PARK[1], MASATOSHI KONDO[2], TAKASHI NOZAWA[1], HIROYASU TANIGAWA[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Tokyo Institute of Technology）

10:20 AM - 10:35 AM

[3L04] Experimental study on compatibility of reduced activation ferritic martensitic steel with flowing Pb-17Li

＊Masatoshi Kondo[1], Yoshimitsu Hishinuma[2], Takeo Muroga[2] （1.Tokyo Institute of Technology, Research Laboratory for Nuclear Reactors, 2.National Institute for Fusion Science, Department of Helical Plasma Research ）

10:35 AM - 10:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

、

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
(20)Be-Zr 系ベリライド微小球の造粒試験及びその特性評価

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(20) Granulation and characterization of Be-Zr beryllides pebbles

金宰煥，*星野　毅，中野　優，赤津　孔明，中道　勝

日本原子力研究開発機構

現在、高温での安定性に優れたベリリウム金属間化合物（ベリライド）の製造技術の開発研究及びその特性評価を進めている。本発表はベリライドの中でも優れた核特性を有する Be-Zr 系ベリライドの微小球の造粒試験及びその特性評価の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、プラズマ焼結法、回転電極造粒法

1. 緒言

核融合原型炉のブランケット開発を目的として、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）を先進中性子増倍材料とした研究開発を、「幅広いアプローチ」活動を中心として実施している。既存の中性子増倍材料であるベリリウム金属は、高温下においてスウェリングや水蒸気との水素生成反応が問題となっているが、ベリライドはそれらの耐性に優れていることが明らかになっている。しかしながら金属間化合物は、その性質上非常に脆く加工性に乏しいため、実用化に向けた製造技術開発が必要不可欠であったが、原子力機構において、新たにプラズマ焼結合成法、回転電極造粒法を組み合わせた新たな造粒技術開発に成功した。今回は、ベリライドの中でも優れた核特性を有する Be-Zr 系のベリライド微小球の造粒試験及びその基本特性評価を実施した。

2-1. ベリライド微小球製造試験

先ず、造粒原料である Be-Zr 系ベリライドのプラズマ焼結製電極棒の製造性試験として、Be と Zr の成分比をパラメータに焼結材の組成割合を評価し、耐熱衝撃性に優れた最適な成分比を見出した。その電極棒を原料として、回転電極造粒法によって造粒した結果、造粒収率 80%以上で Be-Zr 系ベリライド微小球を製造することに成功した。図１に造粒直後の微小球の外観及び断面の組成写真を示す。組成分析の結果、ほぼ $Be_{13}Zr$ 単相であることが明らかになり、組成均質化のための熱処理が不要で、直接 $Be_{13}Zr$ 微小球が高収率で造粒することに成功した。

2-2. ベリライド微小球の高温水蒸気との水素生成反応試験

試験は、1273K、Ar-1%H_2O 雰囲気で実施した。図２は、試験時間に対する水素生成量を微小球試料の重量で規格化した値で示している。なお、参考のため、回転電極造粒法で造粒した Be 金属微小球、Be-Ti 系ベリライド微小球のデータと比較する。図２から、$Be_{13}Zr$ 微小球は、Be 金属に比べ、高温水蒸気との水素生成反応性が低いことを明らかにした。

3. まとめ

合成成分比を最適かしたプラズマ焼結製ベリライド電極棒を用いて、回転電極造粒法によって、均質化熱処理を必要とせず、直接 $Be_{13}Zr$ の単相の微小球を造粒できることを明らかにするとともに、これらの微小球は高温水蒸気との水素生成反応性が低いことも明らかにすることができた。今後は、さらなる微小球製造条件の最適化を図るとともに、ベリライド及びその微小球の特性評価を進める。

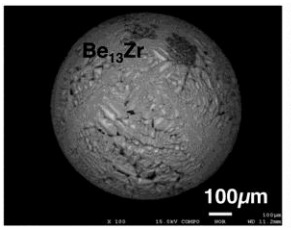


図１　造粒直後の $Be_{13}Zr$ 微小球の外観写真（外観及び断面）

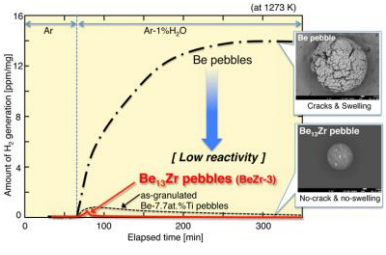


図２　微小球の高温水蒸気との水素生成反応試験結果

Jae-Hwan Kim, *Tsuyoshi Hoshino, Suguru Nakano, Yoshiaki Akatsu, Masaru Nakamichi

[1]Japan Atomic Energy Agency

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 固溶体の微小球製造

Pebble Fabrication 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]原子力機構

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の探索を行った。様々な材料を検討した結果、Li 添加型 Li_2TiO_3($Li_{2+x}TiO_{3+y}$)に Li_2ZrO_3 を添加した微小球製造を試み、トリチウム放出特性に優れた 5 ミクロン以下の結晶粒径を有する微小球を、大気中で容易に製造でき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

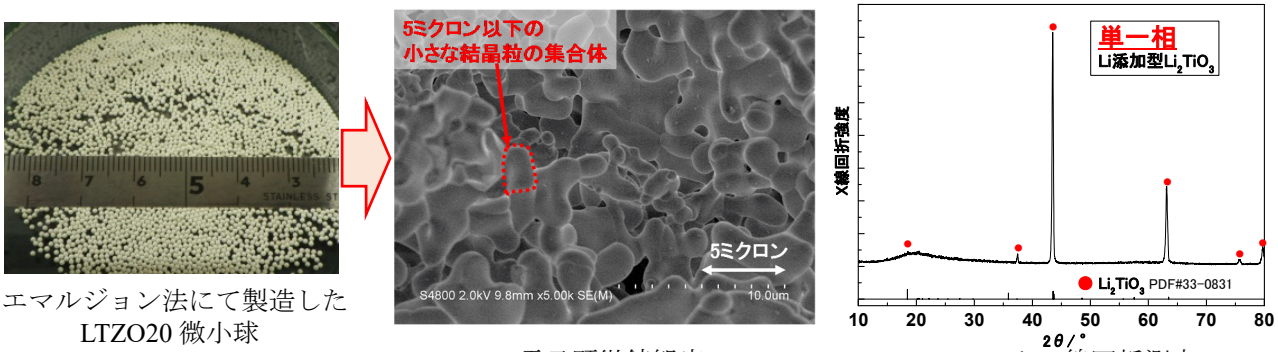
核融合炉使用環境下でも化学的に安定な先進トリチウム増殖材料の微小球製造技術開発を、「幅広いアプローチ (BA)活動」の一環として実施している。第一候補材料である Li 添加型 Li_2TiO_3(Li/Ti>2.0)は、トリチウム放出特性に優れた 5 ミクロン以下の結晶粒を有する微小球を得るため、複雑な真空及び水素雰囲気中における焼成が必要であった。そこで、高い Li 原子密度を維持し、大気中でも 5 ミクロン以下の結晶粒径を有する微小球製造が可能な新たな先進増殖材料として、Li 添加型 Li_2TiO_3 に Li_2ZrO_3 を混合した材料開発を試みた。

2. 実験

エマルジョン法にて微小球製造を行った。Li 添加型 Li_2TiO_3 に Li_2ZrO_3 を 20wt%混合した粉末(LTZO20)に水及びバインダーを更に混合してできたスラリーを、ゆっくり流れる油の流れのなかに押し出し、粘性の高いスライム状のゲル球を作る。このゲル球を大気中、1373K にて焼結することで、直径約 1mm の微小球を得た。

3. 結論

製作した LTZO20 微小球表面の電子顕微鏡観察結果とエックス線測定結果を図 1 に示す。従来の Li 添加型 Li_2TiO_3 の場合は、大気焼成では 10 ミクロン以上の大きな結晶粒を有する微小球であるのに対し、LTZO20 はトリチウム放出特性に優れている 5 ミクロン以下の結晶粒を有する微小球製造に成功した。また、エックス線回折測定では、Li_2ZrO_3 を 20wt%混合したにもかかわらず、Li_2ZrO_3 のピークは観察されず、Li 添加型 Li_2TiO_3 と同一の単一相を示した。本結果は、Li_2ZrO_3 が Li 添加型 Li_2TiO_3 に固溶した特殊な状態(固溶体)であることを示しており、より多くの Li 添加の可能性を有する新たな先進トリチウム増殖材料開発に見通しを得た。



エマルジョン法にて製造した LTZO20 微小球

(a) 電子顕微鏡観察　(b) エックス線回折測定

図 1 LTZO20(Li 添加型 Li_2TiO_3＋20wt%Li_2ZrO_3)微小球表面の電子顕微鏡観察結果とエックス線回折測定結果

*Tsuyoshi Hoshino[1]

[1]JAEA

液体金属リチウム鉛燃料増殖材の純度制御・大量合成手法に関する研究

Study on quantity fabrication and purity control of lithium-lead as fusion liquid breeder

*朴 昶虎[1]，近藤 正聡[2]，野澤 貴史[1]，谷川 博康[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京工業大学

キーワード：増殖材，リチウム鉛，合成，純度制御

1. 緒言

核融合炉液体ブランケットの実現には，液体燃料増殖材の候補材料としてリチウム鉛合金が検討されている．最近，リチウム鉛の純度により材料との耐食性が高くなることが報告されており，リチウム鉛合金の合成手法として純度制御及び大量合成が不可欠である．現段階までの粒状純金属を用いたリチウム鉛合金の合成手法を基盤として，開発したリチウム鉛粒撹拌混合装置を用いて1L程度の大量合成試験を実施し，この手法におけるリチウムの挙動について考察し，濃度と偏析分布から濃度調節と偏析制御を行って目的組成へ濃度調整を行った．

図1　リチウム鉛粒撹拌混合装置及び合成リチウム鉛（1L程度）

2. 実験条件

金属粒撹拌混合装置を用いたリチウム鉛の合成量1000cc程度の大量の合金合成の為には，Arガス（99.999%）雰囲気のグローブボックス内で原料に粒状のLi（3N）とPb（4Nと5N）を用い，ステンレス坩堝を用いて均一に分布するように粒状で十分に混合した．装置の上部に位置する材料導入部に混合した原料を入れて密閉してグローブボックス内から装着まで大気との反応を抑制した．装置内部雰囲気は真空（-1 MPa程度）で，材料導入部の下部から落下して材料合成部に移動した．中心から半径方向に設置した5本の熱電対から合成温度は目的のリチウム鉛合金と合成する原料の融点から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．目的のLi濃度は17 mol%とし，合金のLi濃度は合金冷却時の冷却温度曲線とICP-MS及びICP-AES分析により評価した．

3. 実験結果及び結論

図2に示すような冷却温度曲線による温度変更点から合金固化温度などを求め，状態図からLi濃度を評価した．この評価は今後の合成したリチウム鉛の断面ICP分析による結果と比較する．先行研究から示唆したことのように合成プロセスにおいてリチウム濃度は目標濃度よりも低くなることが分かった．装置内部と原料の表面などから導入したガス及び熱力学的に不安定である酸化物により高温でのLiとの接触によって反応を行い，マッシャーの上部に位置した高濃度Li酸化物を形成する．この酸化物の形成から合金組成として寄与するLi量が減少したと考えられる．本発表では粒状の純金属を用いたリチウム鉛合金の大量合成手法から得た高濃度Li酸化物及び合成に成功したリチウム鉛の断面濃度と偏析の分布の定量的なICP分析評価から目的とする組成のリチウム鉛合金の大量合成に与える重要な知見を明らかにする．

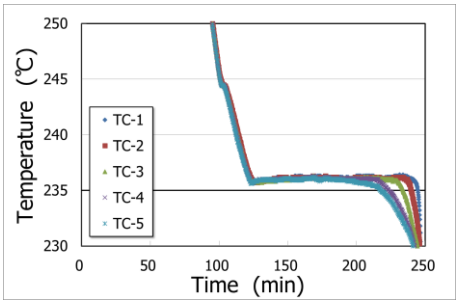


図2　合成したリチウム鉛の冷却曲線

*Changho Park[1], Masatoshi Kondo[2], Takashi Nozawa[1] and Hiroyasu Tanigawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo Institute of Technology

鉛リチウム流動場における低放射化フェライト鋼の共存性に関する研究
(2) コロージョン・エロージョン箇所の詳細分析と機構検討

Experimental study on compatibility of reduced activation ferritic martensitic steel with flowing Pb-17Li
(2) Discussions on mechanism of corrosion erosion based on results of metallurgical analysis

*近藤正聡[1]，菱沼良光[2]，室賀健夫[2]
[1]東京工業大学原子炉工学研究所，[2]核融合科学研究所核融合システム研究系

核融合炉ブランケットの燃料増殖材として期待されている鉛リチウム合金について、候補構造材料である低放射化フェライト鋼の流動場における腐食特性を明らかにした。類似した構造を有する静止場腐食試験装置、等温型撹拌流動場腐食試験装置、非等温型撹拌流動場腐食試験装置を使用して、500℃の条件で250時間から1000時間の腐食試験を実施した。静止場および流動場に浸漬した試験片の接液表面の金相観察の結果から、流動場で生じるコロージョン・エロージョン現象を機構論的に考察した。

キーワード:液体ブランケット、トリチウム増殖材、共存性、低放射化フェライト鋼

1. 緒言 鉛リチウム合金(Pb-17Li)は、核融合炉ブランケットの液体燃料増殖材として期待されている。国内外において実施されている静止場及び流動場の腐食試験は、小型静止場試験ポットや大型流動ループ等の様々な構造の装置を用いて実施されたものであり、それぞれの試験において腐食機構を決定づけるパラメーターが大きく事なる体系であるため、実験結果を単純に比較する事はできない。それゆえ、流れの影響や温度勾配の影響を切り分けて議論する事は難しい。本研究の目的は、Pb-17Li と低放射化フェライト鋼の共存性において重要なパラメーターである温度条件、流動条件、温度勾配条件の影響について、統一的な体系で腐食試験を実施する事により明らかにする事である。2015 年日本原子力学会秋の大会では、一連の腐食試験の結果として試験片の腐食に伴う重量変化のデータを中心に報告した。流動場において流速が大きくなる事により重量減が大きくなる事が明らかにされている。本論文では、Pb-17Li 流動場における材料腐食挙動を金相観察の結果から機構論的に議論した。

2. 実験条件 腐食試験の温度条件は主に 773K で、試験時間は 250～1000 時間である[1]。低放射化フェライト鋼 JLF-1(JOYO-HEAT)(Fe-9Cr-2W-0.1C)を試験材料として使用した。等温型撹拌流動場試験装置および非等温型撹拌流動場試験装置を用いて、流動場条件における腐食試験を実施した。試験後、一部の試験片は Li を用いて洗浄して試験片の重量減や接液表面の腐食状態を調べ[1]、その他の試験片は鉛リチウムが付着した状態で切断し、表層断面の腐食部の金相観察を実施した。

3. 実験結果・考察 図1に腐食試験後の金相観察の結果を示す。等温条件(773K, 250hr)の撹拌流動場試験の結果(S-2)から、JLF-1 鋼の表面が粒状組織となっている事がわかった。浸漬時間を倍とした流動場試験(S-3)では、粒状組織内に微小な空隙が多く発生している事が分かった。一方、非等温撹拌流動場試験の結果(S-4)から、等温試験と同様の粒状組織や組織内の空隙が観察された他、空隙が連続したものと思われる亀裂状の凹みが多く存在する事が分かった。次に、断面観察の結果から、流動場試験では接液表面に Fe や Cr の濃度が減少している腐食層が 5μm 以下程度の深さで見られた(C-1)。試験片表面に付着していた鉛リチウムからは、その腐食層の組成と類似した粒状塊が多く観察された。また、非等温撹拌流動場試験においても腐食層の部分的な破壊が観察された(C-2)。鉛リチウム中で形成された粒状腐食層が流れによって破壊されてコロージョン・エロージョンが発生しているという事が示唆された。

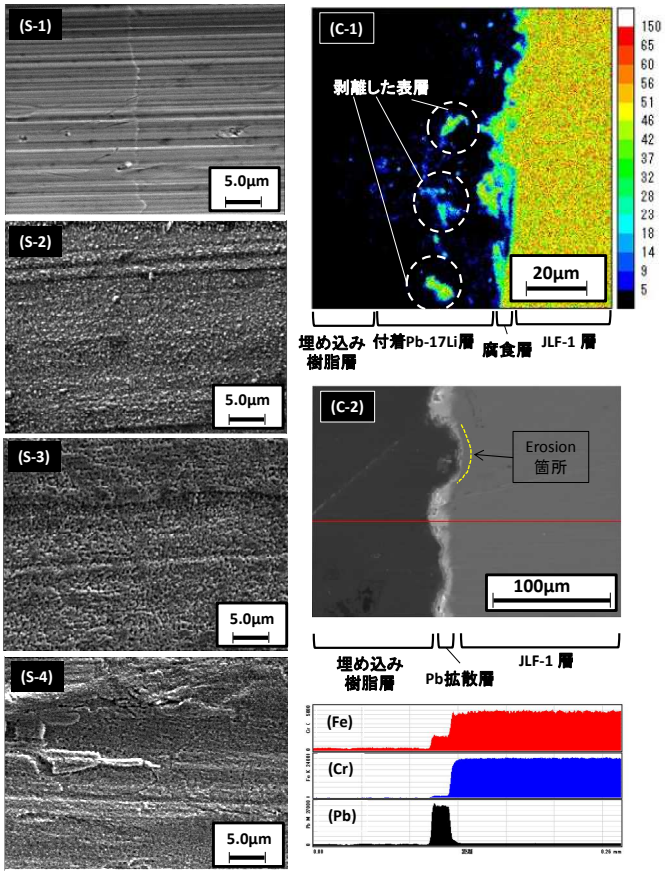


図 1 腐食試験後の表面・断面の観察・分析結果
(S-1)浸漬前表面 SEM 像(洗浄後)、
(S-2)等温撹拌試験(773K, 250hr)表面 SEM 像(洗浄後)、
(S-3)等温撹拌試験(773K, 500hr)表面 SEM 像(洗浄後)、
(S-4)非等温撹拌試験(743K, 500hr)表面 SEM 像(洗浄後)、
(C-1)等温撹拌試験(773K, 250hr)断面 EPMA 像(未洗浄)、
(C-2)非等温撹拌試験(743K, 500hr)断面 EDS 像(未洗浄)

謝辞 腐食試験実施に協力してくれた東海大石井政臣君に感謝の意を表す。
参考文献 [1] 近藤正聡、石井政臣、室賀健夫、2015 年日本原子力学会秋の大会、N-17、9 月 9 日～9 月 11 日、静岡大学 (2015).

*Masatoshi Kondo[1], Yoshimitsu Hishinuma[2] and Takeo Murga[2]
[1]Tokyo Tech., [2]NIFS.

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

[3L05-08] Tritium breeders and neutron multiplier (adsorption and desorption of hydrogen isotopes / chemical stability)

Chair: Teruya Tanaka (NIFS)

Mon. Mar 28, 2016 10:55 AM - 12:00 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

[3L05] Evaluation of atomic composition and deuterium desorption behavior of Li_2TiO_3 after hydrogen gas exposure at elevated temperatures

＊Yuta Suzuki[1], Yuji Nobuta[1], Yuji Yamauchi[1], Tsuyoshi Hoshino[2] （1.Hokkaido Univ. Graduate School of Engineering, 2.JAEA）

10:55 AM - 11:10 AM

[3L06] CO_2 absorption characteristics of a blanket candidate material Li_2TiO_3 under various atmospheric exposures

＊hodaka nakamura[1], Tsubasa Takeda[1], Ryo Hirayama[1], Sho Nagai[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] （1.kobe university）

11:10 AM - 11:25 AM

[3L07] Hydrogen retention behavior in beryllide as advanced neutron multipliers

＊Yuta Fujii[1], Mitsutaka Miyamoto[1], Jae-Hwan Kim[2], Masaru Nakamichi[2], Hirotomo Iwakiri[3] （1.Shimane Univ., 2.JAEA, 3.Univ. of the Ryukyus）

11:25 AM - 11:40 AM

[3L08] Dissolution of lithium compounds in ethanol

＊yasushi hirakawa[1], tomohiro furukawa[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

高温で水素に曝されたリチウムタイタネート（Li_2TiO_3）の原子組成及び重水素脱離挙動の評価

Evaluation of atomic composition and deuterium desorption behavior of Li_2TiO_3 after hydrogen gas exposure at elevated temperatures

*鈴木　祐太[1]，信太　祐二[1]，山内　有二[1]，星野　毅[2]
[1]北大院工，[2]原子力機構

核融合炉のトリチウム増殖材として期待されるリチウムタイタネート（Li_2TiO_3）を高温で水素曝露し、ブランケット環境下においてどのような原子組成変化が生じるのかを評価した。また、組成変化後の Li_2TiO_3 に対し重水素イオン照射を行い、組成変化が重水素脱離挙動に及ぼす影響を調べた。

キーワード：リチウムタイタネート，表面原子組成，昇温脱離分析法，重水素脱離挙動

1. 目的

核融合炉のトリチウム増殖材として、日本では Li_2TiO_3 が第一候補となっている。ブランケット内では、トリチウム回収速度を促進するため、微量の水素(H_2)を添加したヘリウムガスを流す。したがって、Li_2TiO_3 は高温で水素に曝され、Li 蒸発や Ti 還元などにより原子組成が変化するが、その変化に関する詳細な検討は不十分である。また、原子組成の変化がトリチウム放出特性に影響を及ぼす可能性に関する検討も必要である。本研究では、ブランケット使用環境である高温・H_2 雰囲気中における Li_2TiO_3 の原子組成変化をオージェ電子分光法（AES）で分析し、原子組成安定性を評価した。さらに、組成変化した Li_2TiO_3 に対し重水素イオン照射を行い、組成変化が Li_2TiO_3 の重水素脱離挙動に及ぼす影響を調べた。

2. 実験

試料として、日本原子力研究開発機構で開発された Li_2TiO_3 ペブルを使用した。リチウムとチタンの比（Li/Ti 比）が 2.00 で直径約 1mm の球状試料である。試料に対し 1173K の真空中で 1 時間の脱ガス処理を施した後、1Pa の水素雰囲気下において 1173K で 3～10 時間保持した。その後、試料の表面原子組成をオージェ電子分光法（AES）で分析し、高温・水素雰囲気下における組成変化を評価した。また、同様の条件で脱ガス処理及び高温・水素曝露した後、ECR プラズマ照射装置を用いて重水素イオン照射を行い、保持された重水素の脱離挙動を昇温脱離分析法（TDS）により調べた。

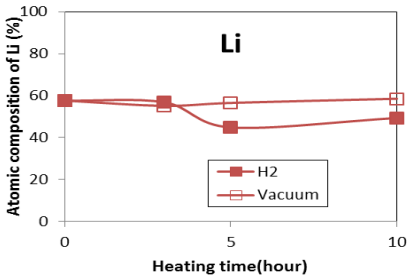


図 1　1173K で加熱した後の Li 組成比の変化

3. 結果と考察

AES 分析で調べた加熱後の Li 組成比の変化を図 1 に示す。真空下よりも水素雰囲気下で加熱した方が Li の組成割合が大きく減少した。これは、水素雰囲気下の方が Li の蒸気圧が一桁程度大きいためと考えられる[1]。また、重水素（D）イオン照射した Li_2TiO_3 の HD ガスの昇温脱離スペクトルを図 2 に示す。真空で脱ガスした試料における 420K のピークは表面吸着した D の脱離、600K 以上の脱離は LiO-D 結合に起因していると考えられる[2]。高温・水素曝露後、600K 以上の脱離率が減少し、420K のピークが大きくなった。この原因は、表面の Li が減少し、LiO-D として捕捉されている D の割合が減少したことが理由の一つとして考えられる。また、蒸発した Li の格子位置に D が吸着されるようになったため 420K のピークが大きくなったと考えられる。

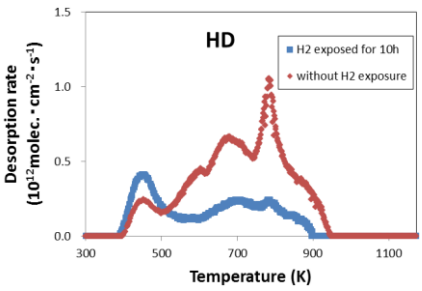


図 2　D イオン照射した後の HD の昇温脱離スペクトル

以上の結果から、水素雰囲気中は真空中より Li 蒸発量が多く、Li の減少が D の脱離挙動に影響を及ぼすことを明らかにし、高温・水素下における Li_2TiO_3 の組成変化が重水素脱離に及ぼす影響について新しい知見を得ることができた。

参考文献

[1] T.Hoshino et al. Fusion Engineering and Design 81 (2006) 555-559
[2] M.Kobayashi et al. Journal of Nuclear Materials 439 (2013) 159-167

*Yuta Suzuki[1], Yuji Nobuta[1], Yuji Yamauchi[1], and Tsuyoshi Hoshino[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]JAEA

ブランケット候補材料 Li_2TiO_3 の種々の曝露雰囲気における CO_2 吸収特性

CO_2 absorption characteristics of a blanket candidate material Li_2TiO_3 under various atmospheric exposures

*中村　穂高，武田　翼，平山　諒，永井　翔，谷池　晃，古山　雄一
神戸大学

ブランケット候補材料である Li_2TiO_3 の焼結体試料を作製し、低密度から高密度の Li_2TiO_3 試料を種々の雰囲気(CO_2 ガス、大気、乾燥空気、湿潤空気)で曝露した。それらの試料に NRBS 法、XRD 法を用いて分析を行い、CO_2 吸収量や組成変化について調べた。

キーワード：ブランケット材料、Li_2TiO_3、NRBS 法、XRD 法、CO_2 吸収

1. 緒言

Li_2TiO_3 は DT 核融合炉の固体ブランケット材の中でも有力な候補材料とされている。Li 金属化合物は室温で CO_2 を吸収することが知られてきており[1]、これにより、材料強度、熱耐性、トリチウム放出特性が低下する可能性が考えられる。本研究では Li_2TiO_3 試料を種々の雰囲気で曝露し、それらの試料に非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)、X 線回折法(XRD)を用いて分析を行い CO_2 吸収特性について調べた。

2. 実験

Li_2CO_3 と TiO_2 との固相反応法によって作製した低密度から高密度の試料を CO_2 ガス、大気、乾燥空気、湿潤空気雰囲気下でそれぞれ曝露した。200 時間の曝露ごとに NRBS 法を用いて分析を行い、得られたスペクトルから試料の組成変化を調べるとともに、試料表面から 2μm までの C 面密度を求めることで CO_2 吸収量を評価した。また XRD 法による分析で試料の結晶構造変化についても調べた。

3. 結果・考察

大気に曝露した場合での、試料密度 75~93%T.D.の Li_2TiO_3 試料における CO_2 吸収量の時間変化を図に示す。この図において縦軸は C 面密度、横軸は曝露時間である。試料密度が 85%T.D.以下の 3 つの試料は時間経過と共に CO_2 を吸収し、C 面密度が徐々に増加していることがわかる。一方で、試料密度が 90%T.D.以上の 2 つの試料はどちらもほとんど CO_2 を吸収していない。Li_2TiO_3 の結晶構造は常温から 1428K までの範囲では単斜晶であり、1428K 以上の温度で立方晶に変化するという報告がある[2]。2 つの高密度試料は 1428K 以上で焼結した試料である。XRD 法による分析結果では Li_2TiO_3 の単斜晶の XRD シミュレーションピークとよく一致しており、結晶構造は立方晶ではなく単斜晶と考えられる。これらのことから、90%T.D.以上の高密度試料は高温焼結によって結晶粒が成長してより緻密な結晶となり、CO_2 と反応する実効表面積が小さくなることでほとんど CO_2 を吸収しなかったと考えられる。本講演では、これらの結果に加えて曝露雰囲気中の水蒸気が CO_2 吸収に及ぼす影響について報告する。

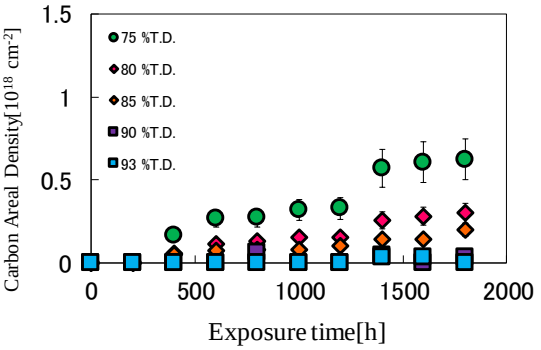


図　各密度試料の大気曝露下での CO_2 吸収量の時間依存性

参考文献

[1] Masahiro Kato, et.al, Int. J. Appl. Ceram. Technol., 2 [6] 467-475 (2005)

[2] H. Kleykamp, Fusion Engineering and Design 61/62 (2002) 361/366

---

*Hodaka Nakamura, Tsubasa Takeda, Ryo Hirayama, Sho Nagai, Akira Taniike, Yuichi Furuyama
Kobe University

先進中性子増倍材料としてのベリリウム金属間化合物における水素保持挙動

Hydrogen retention behavior in beryllide as advanced neutron multipliers

*藤井 悠太[1]，宮本 光貴[1]，金 宰煥[2]，中道 勝[2]，岩切 宏友[3]

[1]島根大学，[2]原子力研究開発機構，[3]琉球大学

抄録

ベリリウム金属間化合物(ベリライド)の微小球の水素の放出挙動を純ベリリウムと比較して評価した．重水素イオン照射後の昇温脱離実験，および透過型電子顕微鏡を用いて微細組織観察の結果，ベリライド微小球においては，純ベリリウム微小球と比べ，単純で弱い水素の捕捉機構の存在が示唆された．

キーワード：昇温脱離実験，$Be_{12}Ti$，$Be_{12}V$，微細構造

1. 緒言

ベリライドは機械的，化学的に安定であるため金属ベリリウムに代わる先進中性子増倍材料として期待されている[1]．一方，中性子増倍材料には高効率なトリチウムの回収，およびその取扱いや計量管理等の問題からトリチウムインベントリーが少ないことが求められている．そのためベリライド中における水素同位体の保持挙動を把握する事が重要である．

2. 実験方法

試料には，原子力研究開発機構において開発の進むベリライド微小球($Be_{12}Ti$ 及び $Be_{12}V$)と比較のために純 Be 微小球を用いた[2].

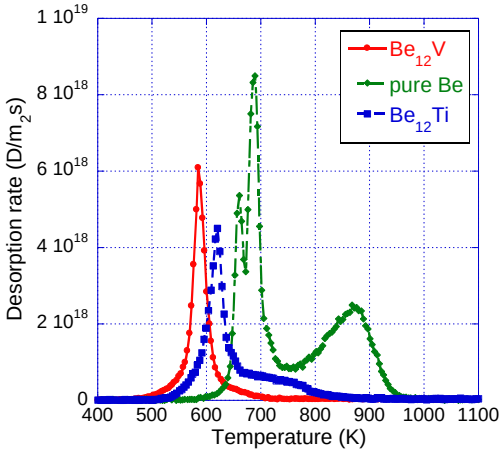
3keV-D_2^+を照射流束~4x10^{18} $D^+/m^2/s$ で照射量 1x$10^{20\sim23}$ D/m^2 まで室温で照射後，昇温脱離ガス分析(TDS)装置を用いて，真空中で 1200 K(1 K/s)まで加熱し試料から放出される重水素ガスを定量的に評価した．

また，水素の保持・放出機構を評価するために，照射・昇温に伴う微細組織変化をイオン銃直結型の透過型電子顕微鏡(TEM)を用いてその場観察した．

3. 結果・考察

TDS スペクトルより純 Be では 700K と 900K 程度で重水素の放出がみられた. それに比べてベリライドでは 600K 程度に単一の放出ピークがあるだけであった．これはベリライドの重水素の保持機構は比較的単純であり保持力も弱いということを示す．また本研究のいずれの照射量域においても $Be_{12}Ti$ の重水素の総保持量は少なく, 純 Be と比較して 1/2 程度に低減されることが明らかになった．

TEM 観察では，Be と $Be_{12}Ti$ の照射後，昇温に伴う損傷組織発達過程に明瞭な違いがある事が明らかになり，重水素放出挙動と対応した結果が得られた．



図．各材料における重水素放出スペクトル

参考文献

[1] K. Tsuchiya, et al., J. Plasma Fusion Res. 83 (2007) 207-214

[2] M. Nakamichi et al., J. Nucl. Mater. 417 (2011) 765–768

*Yuta Fujii[1], Mitsutaka Miyamoto[1], Jae-Hwan Kim[2], Masaru Nakamichi[2], Hirotomo Iwakiri[3]

[1]Shimane Univ., [2]JAEA, [3]Univ. of Ryukyus

エタノールによるリチウム化合物の溶解挙動

Dissolution of lithium compounds in ethanol

*平川　康[1]，古川　智弘[1]
[1]日本原子力研究開発機構

IFMIF/EVEDA リチウムターゲット系実証試験活動の下で実施した、リチウムターゲット系機器構造物の交換、補修及び解体時に必要となるリチウム化合物のエタノール中での溶解挙動について報告する。

キーワード：リチウム 1，化合物 2，安全取扱い 3，溶解 4

1. 緒言　国際核融合材料照射施設（IFMIF）で使用される金属リチウム（Li）は、気中の窒素、酸素および湿分等と容易に化学反応を生じる化学的に活性な液体金属である。このため、著者らは、IFMIF の工学実証・工学設計活動（EVEDA）の下で安全取扱いにかかわる技術開発研究を展開し、これまでに金属 Li の燃焼・消火挙動[1]、高温化学反応挙動[2]および機器交換を想定した金属 Li の洗浄挙動[3]について明らかにしてきた。本報では、金属 Li が付着した機器交換の際に想定される、大気との反応によって形成される種々の Li 化合物を対象に溶解洗浄挙動を調べた。

2. 実験　Li 化合物として、窒化リチウム（Li_3N）、水酸化リチウム（LiOH）および酸化リチウム（Li_2O）の 3 種類を選定し、これまでの知見[3]から有望な洗浄剤（溶媒）として選定したエタノール中に浸漬した。試験では、浸漬温度（10～70℃）と時間（最長 30h）をパラメータとした。試験中は、基本的に 1 時間毎に試料を取り出し、真空乾燥処理を施した後に重量及び寸法を計測する作業を繰り返すことで、試験体の溶解進行性を調査した。

3. 結果　図 1 に、各種の Li 化合物のエタノール温度に対する反応速度を比較した結果を示す。図中には、同一の実験手法で取得した金属 Li の溶解速度[3]も併せて示した。Li 化合物の溶解速度は、いずれも金属 Li の溶解速度より小さい傾向を示した。エタノール温度が 10～50℃の範囲では、Li_3N と LiOH の溶解速度はほぼ同じ値を示し、かつ明瞭な温度依存性も示さなかったが、70℃では Li_3N の溶解の進行性が大きく増大した。一方、Li_2O の溶解速度は、実験に供した化合物の中で最も低い値を示し、かつ温度依存性はなくほぼ一定の溶解速度を維持した。X 線回折装置を用いてアルコール浸漬後の試験体表面部を調査した結果、アルコール未浸漬材では検出されなかった同定不可の物質が Li_2O において確認された。高温側での溶解速度鈍化の要因は、この物質形成が起因しているものと推定される。

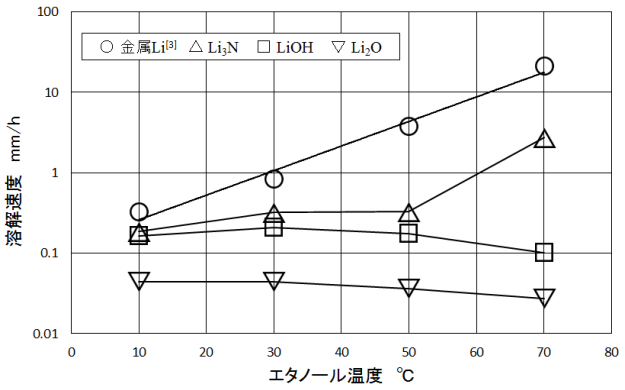


図1　エタノール洗浄による各種リチウム化合物の溶解速度

参考文献

[1] T. Furukawa et al., “Experimental Study of Fire-extinguishing of Lithium”, ICONE18-29262 (2010)

[2] T. Furukawa et al., Fusion Engineering and Design 88 (2013) 2502-250

[3] T. Furukawa et al., “Basic Experiment of Lithium Removal Technique”, ICONE20-POWER2012-54209 (2012)

*Yasushi Hirakawa[1], Tomohiro Furukawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[3L09-15] Material Engineering for Fusion Reactor (Low Activation Structural Material)

Chair: Takeo Nishitani (NIFS)
Mon. Mar 28, 2016 2:45 PM - 4:30 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

[3L09] Effect of grain boundaries on microstructural evolution in Ferritic/martensitic steels under irradiation

＊Chisei Morimoto[1], Naoyuki Hashimoto[1], Dai Hamaguchi[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Yoshiyuki Watanabe[2] （1.Graduate School of Engineering Hokkaido Univ. , 2.JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[3L10] He Retention of He^+ Ion-irradiated Pyrochlore-type Oxides

＊Bun Tsuchiya[1], Takuya YAMAMOTO[2], Kazuhito OHSAWA[3], George ODETTE[2] （1.Faculty of Science and Technology, Meijo University, 2.Department of Chemical Engineering, University of California Santa Barbara, 3.Institute for Applied Mechanics, Kyushu University）

3:00 PM - 3:15 PM

[3L11] Development of low-activation vanadium alloy for recycling within 10 years after use in fusion reactors

＊TAKUYA NAGASAKA[1], Teruya Tanaka[1], Takuya Goto[1], Akio Sagara[1], Kazuhiro Nomura[2], Seiji Sakurai[2], Hideo Yoshinaga[2], Yuki Satoh[3], Takamasa Sugawara[3], Kunio Yubuta[3] （1.National Institute for Fusion Science, 2.Taiyo Koko Co. Ltd., 3.Institute for Materials Research, Tohoku University）

3:15 PM - 3:30 PM

[3L12] Tensile properties for ion-irradiated F82H steel by micro-tensile testing

＊Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Masami Ando[2], Hiroyasu Tanigawa[2] （1.Institute of Nuclear Safety System, 2.Japan Atomic Energy Agency）

3:30 PM - 3:45 PM

[3L13] Tensile fracture behavior of high dose irradiated reduced activation ferritic/martensitic steel F82H

＊Hiroyasu Tanigawa[1], Hideo Sakasegawa[1], Takanori Hirose[1], Yutai Katoh[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Oak Ridge National Laboratory）

3:45 PM - 4:00 PM

[3L14] Preliminary design fatigue curves for reduced activation ferritic/martensitic steel, F82H

＊Takanori Hirose[1], Hideo Sakasegawa[1], Hisashi Tanigawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1], Yoshinori Kawamura[1] （1.JAEA）

4:00 PM - 4:15 PM

[3L15] Void Swelling Behavior of Multi-Ion Irradiated F82H

＊Masami Ando[1], Hiroyasu Tanigawa[1], Hironori Kurotaki[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

フェライト/マルテンサイト鋼の照射下微細組織変化 に及ぼす粒界の影響

Effect of grain boundaries on microstructural evolution in ferritic/martensitic steels under irradiation

*森本 千誠[1]、橋本 直幸[1]、濱口 大[2]、 谷川 博康[2]、渡辺 淑之[2]
[1]北大院工、[2]原子力機構

核融合炉構造材候補材料である低放射化フェライト/マルテンサイト鋼 F82H について、電子線照射下での微細組織変化に及ぼす粒界・境界の影響を精査した。

キーワード：低放射化フェライト/マルテンサイト鋼、F82H、 照射損傷、粒界、 シンク効果

1. 緒言

材料中の粒界・境界は照射点欠陥を吸収するシンクサイトとして働くことが知られており、そのシンク強度は、粒界構造に依存すると予想される。本研究では、核融合炉構造材の第一候補である低放射化フェライト/マルテンサイト鋼 F82H について、照射下での微細組織変化に及ぼす各種粒界の影響を精査することを目的とし、電子線照射下において粒界近傍に形成する二次欠陥(転位ループやボイド)の数密度分布から、二次欠陥の形成・成長に寄与した点欠陥の濃度を有効点欠陥濃度として算出し、点欠陥に対する粒界のシンク効果について検討した

２．実験

粒界のシンク効果を精査するに当たり、粒界以外の点欠陥のシンクサイトを排除するため、TEM 試料（3 mm φ、0.15 mmt）に加工した F82H を 800 ºC で 2 hrs 熱処理して転位を除去した。その後、超高圧電子顕微鏡(JEOL JEM-ARM-1300;加速電圧 1250 kV)を用いて、照射温度 100～300 ºC、損傷速度 0.5 x 10^{-3}, 1.0 x 10^{-3} dpa/s の条件で試料の粒界・境界近傍に電子線照射を行い、二次欠陥の形成・成長挙動を観察した。

３．結果・考察

熱処理した F82H 中の粒界近傍に 300 ºC、0.5×10^{-3} dpa/s で電子線照射その場観察を行い、照射領域内で形成した転位ループのサイズと密度を粒界から 100 nm ごとに算出した。これより得られたデータから、格子間型原子の有効点欠陥濃度を粒界からの距離の関数として図 1 に示した。照射開始から 5 min 後の損傷組織から、粒界に近い領域ほど転位ループ形成・成長に寄与した有効点欠陥密度が低くなることが確認された。一方、照射開始後 10 min 以降については、粒界からの距離に対して有効点欠陥濃度の値はあまり変化せず、粒界のシンク効果は時間の経過とともに効力を失う可能性があることが示唆された。

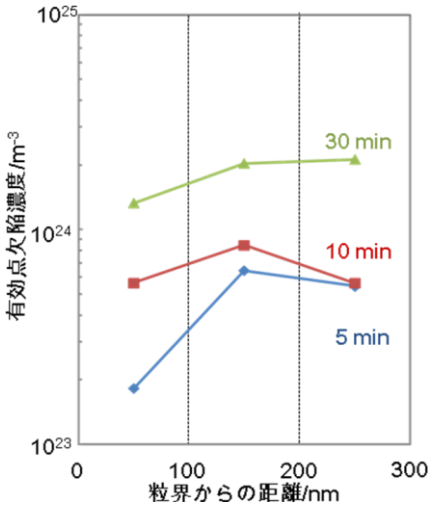


図 1 粒界近傍における格子間型原子の有効点欠陥濃度変化

*Chisei Morimoto[1], Naoyuki Hashimoto[1], Dai Hamaguchi[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Yoshiyuki Watanabe[2]
[1]Hokkaido Univ., [2] JAEA

He^+イオン照射されたパイロクロア型酸化物の He 捕捉

He Retention of He^+ Ion-irradiated Pyrochlore-type Oxides

*土屋 文[1]，山本 琢也[2]，大澤 一人[3]，G.R. Odette[2]
[1]名城大学，[2]カリフォルニア大学，[3]九州大学

反跳粒子検出(ERD)法および第一原理計算を用いて、He^+イオン照射された $Y_2Ti_2O_7$ 中の He の捕捉について調べた。その結果、He は $Y_2Ti_2O_7$ 中に形成された O 空孔欠陥を占有することがわかった。

キーワード： パイロクロア型酸化物、第一原理計算、ヘリウム、格子間位置、酸素空孔

1. 緒言

フェライト鋼(α-Fe)にナノサイズの微細な酸化物粒子($Y_2Ti_2O_7$)を分散させた補強材料(NFAs)が核融合炉の構造材の候補の一つとして挙げられている。転位の運動の抑制が材料中に添加されたナノ微細 $Y_2Ti_2O_7$ 粒子によって促進され、材料強度が高まることが期待される。さらに、分散粒子がプラズマ粒子として照射される He、H 等を捕捉し、ボイドスウェリング(膨張)や粒界脆化などを抑えることが期待される。本研究では、反跳粒子検出(ERD)法を用いて、He^+イオン照射された $Y_2Ti_2O_7$ 中の He 濃度を測定し、He が $Y_2Ti_2O_7$ 中に捕捉されることを確認するとともに、第一原理計算プログラム(VASP)を用いて、$Y_2Ti_2O_7$ およびα-Fe 中の四面体、八面体型格子間、酸素(O)および鉄(Fe)の空孔に捕獲された He による欠陥形成エネルギーを求め、He^+イオン照射された NFAs 中に捕獲された He の最も安定な占有位置を決定することを目的とした。

2. 実験

9 MeV の酸素イオン(O^{4+})ビームを用いた ERD 法によって、室温で $1x10^{18}$ ions/cm^2 の照射量まで照射された $Y_2Ti_2O_7$ 中の He 濃度を測定した。また、VASP 計算コードを用いて、He の 1 原子をパイロクロア型 $Y_2Ti_2O_7$ および体心立方晶のα-Fe 中の四面体および八面体型格子間、O および Fe 空孔に占有させた時の欠陥形成エネルギーを求めた。さらに、He が格子間および空孔に占有した時の状態密度および電子密度分布も調べた。

3. 結論

He^+イオン照射された $Y_2Ti_2O_7$ の ERD スペクトルを図 1 に示す。約 0.1 at%以下の He が $Y_2Ti_2O_7$ 中に存在することがわかった。次に、$Y_2Ti_2O_7$ 中に捕捉された He による欠陥形成エネルギーを図 2 に示す。He はα-Fe 中よりも $Y_2Ti_2O_7$ 中の O 空孔を占有することがわかった。電子密度の変化により、捕獲された He は他の構成元素と斥力を生じて広い領域において安定であると考えられる。従って、NFAs は He 捕捉によるスウェリングが生じ難いことが予測される。

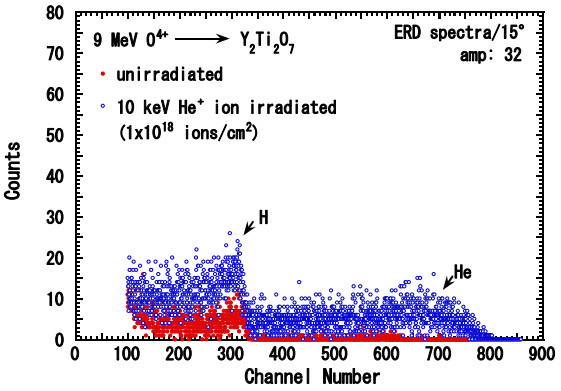


図 1　未照射および 10 keV He^+イオン照射された $Y_2Ti_2O_7$ における ERD スペクトル。

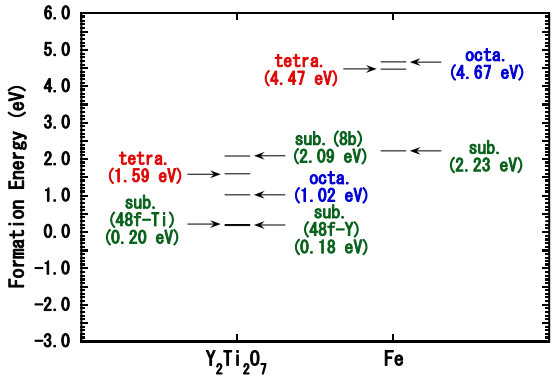


図 2　$Y_2Ti_2O_7$ およびα-Fe 中の四面体(tetra.)、八面体(octa.)型格子間および空孔(sub.)に占有した He による欠陥形成エネルギー。

*Bun Tsuchiya[1], Takuya Yamamoto[2], Kazuhito Ohsawa[3] and George R. Odette[2]
[1]Meijo Univ., [2]Univ. of California, [3]Kyushu Univ.

核融合炉で使用後 10 年以内に再利用可能な低放射化バナジウム合金の開発 （1）高精製金属バナジウム及びその合金の試作

Development of low-activation vanadium alloy for recycling within 10 years after use in fusion reactors (1) Fabrication of highly-purified vanadium metal and its alloys

*長坂琢也[1], 田中照也[1], 後藤拓也[1], 相良明男[1], 野村和宏[2], 櫻井星児[2], 吉永英雄[2], 佐藤裕樹[3], 菅原孝昌[3], 湯蓋邦夫[3]

[1]核融合科学研究所, [2]太陽鉱工株式会社, [3]東北大学金属材料研究所

金属バナジウムの高純度化により、長寿命放射性核種を生成する不純物元素モリブデンの低減に成功した。

キーワード：核融合炉ブランケット, 高純度化, 有価金属回収・分離

1. 緒言

低放射化材料は使用後 30 年～100 年程度の冷却期間を経て再利用することが検討されてきた。本研究では、これを 10 年以下にすることを最終目標とする。具体的には低放射化バナジウム合金を用い、(1)放射化で長半減期の核種を生成する不純物の低減、(2)同様に放射性化する合金元素：チタン濃度の最小化、さらに(3)冷却期間中における希ガス放射性核種の除去を複合させる。第一報として、(1)について報告する。

2. 実験方法

低放射化バナジウム合金共通試料（V-4Cr-4Ti 合金 166 kg 溶解試料）NIFS-HEAT に使用されている工業製品の高純度メタバナジン酸アンモニウム（NH_4VO_3：略称 AT-2-NH_4VO_3）を出発材料とした。これをアルカリ溶解、ろ過、アンモニウム化沈殿により精製した。精製を 1 回（P-1-NH_4VO_3）または 2 回（P-2-NH_4VO_3）行った。このうち、P-1-NH_4VO_3 を焜焼し五酸化バナジウム（P-1-V_2O_5）とした。五酸化バナジウムをアルミテルミット還元した後、真空中電子ビーム溶解で最終的に 2 kg の高精製金属バナジウム（P-1-V）を得た。

3. 結果と考察

放射化で長半減期の放射性核種を生成する不純物元素の濃度を表に示す。( )内は化合物中の V の重量に対する不純物の重量比（V 中等量）である。これは、その化合物から金属バナジウムを作製した場合の不純物濃度の予測値にあたる。最下段は NIFS-HEAT に使用された金属バナジウム V-LI 中の不純物濃度である。P-1-V と V-LI の比較から、Al, Mo で濃度が低下している。このうち、Al 減少は電子ビーム溶解中の蒸発によるもので、よく知られた挙動である。一方、Mo については本研究で新たに試みた追加精製により、15 wppm から 3.6 wppm まで、すなわち 1/4 に低減できた。さらに、P-2-NH_4VO_3 や P-1-V_2O_5 の Mo 濃度の V 中等量は 0.46 wppm 及び< 0.2 wppm であることから、さらなる低減の可能性も示された。今後はこれらの原料化合物を高純度のまま金属バナジウムに還元する手法の確立が課題である。

表　不純物濃度（wppm、( )内は化合物中の V の重量に対する濃度：V 中等量を表す）

	Al	Co	Mo	Nb	Ni
AT-2-NH_4VO_3			21 (48)		
P-1-NH_4VO_3	1.7 (3.9)	0.12 (0.28)	2.7 (6.2)	0.22 (0.51)	0.15 (0.34)
P-2-NH_4VO_3	0.95 (2.2)	0.08 (0.18)	0.20 (0.46)	0.28 (0.64)	0.20 (0.46)
P-1-V_2O_5	3.5 (12)	< 0.05 (< 0.2)	< 0.05 (<0.2)	0.30 (1.1)	< 0.1 (< 0.4)
P-1-V	1.5	0.39	3.6	0.90	3.7
V-LI	270	< 1	15	1.9	1

4. 結論

金属バナジウム中の放射化不純物である Mo を従来の 1/4 にできることを実証した。

*T. Nagasaka[1], T. Tanaka[1], T. Goto[1], A. Sagara[1], K. Nomura[2], S. Sakurai[2], H. Yoshinaga[2], Y. Satoh[3], T. Sugawara[3] and K. Yubuta[3]

[1]NIFS, [2]Taiyo Koko Co., LTD., [3]IMR, Tohoku Univ.

超微小引張試験法によるイオン照射した F82H 鋼の引張特性

Tensile properties for ion-irradiated F82H steel by micro-tensile testing

*三浦照光[1]，藤井克彦[1]，福谷耕司[1]，安堂正巳[2]，谷川博康[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]原子力機構

Fe/He イオン同時照射した F82H 鋼の照射領域を対象に室温で超微小引張試験を実施し，照射とヘリウム注入による強度増加と延性低下が本手法で評価できることを確認した。

キーワード：低放射化フェライト鋼，超微小引張試験，イオン照射，引張特性，照射影響

1. 緒言　ブランケット構造材料に及ぼす核融合中性子の照射影響を把握する上でヘリウム脆化の発現臨界条件の特定は重要な課題であり，高損傷量の付与やヘリウム同時注入が可能なイオン照射は有効な研究手法である。しかし，照射領域が表面からμm オーダーに限られるため，既存の試験手法では延性や破壊靭性等の機械的特性に対する照射影響の評価が難しい。超微小試験技術は，このような限られた領域についても機械的特性を評価できる新たな試験手法である。本研究では，原子力安全システム研究所が開発した超微小引張試験法を用いて，Fe/He イオン同時照射した F82H 鋼の照射領域を対象に室温で引張試験を実施し，延性に対する照射とヘリウム注入の影響を本手法で評価可能か検討した。

2. 試験　原子力機構の高崎量子応用研究所イオン照射研究施設にて 360°C で 10.5MeV Fe^{3+}イオンと 1.05MeV He^{+}イオンを同時照射した F82H 鋼 IEA 材を用いた。照射量と He 注入量は，1μm 深さで 200dpa/ 2000appm と 50dpa/5000appm の 2 条件とした。試料表面に電子後方散乱回折測定を実施し，単一のブロックより引張軸を<001>方向とした 8×1×1μm の超微小引張試験片を集束イオンビーム（FIB）加工で作製した。本試験片はラス境界を含むが，概ね単一の結晶方位である。なお，試験片は照射領域と 200dpa/2000appmHe 試料の未照射領域から計 3 本作製した。FIB 装置付属の三軸駆動マイクロプローブと単結晶 Si 製マイクロ梁に試験片を固定した後，手動操作によりマイクロプローブを動かし，FIB 装置内にて室温で引張試験した（図 1）。荷重は梁の変位とバネ定数から計算した。試験片の伸びと荷重は，毎秒 20 コマで記録した走査イオン顕微鏡像より評価した。なお，ひずみの分解能は 0.004 である。試験後，破面を SEM 観察して絞りを評価した。

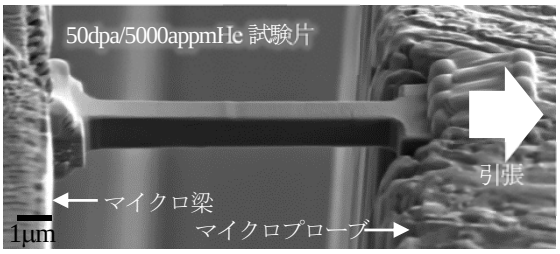


図 1　超微小引張試験の様子

3. 結果　公称応力ー公称ひずみ線図を図 2 に示した。データは可能な限り詳細に取得したが，荷重の増加に対して伸びの増加が大きい箇所ではひずみの間隔が広くなった。0.2%耐力と引張強さは未照射領域では 350MPa と 480MPa であったが，照射領域では 50dpa/5000appmHe で 800MPa と 930MPa，200dpa/2000appmHe で共に 970MPa であった。一様伸びと絞りは未照射領域では 3.1%と 58%であったが，50dpa/5000appmHe で 1.0%と 55%，200dpa/2000appmHe でほぼ 0%と 41%に減少した。照射とヘリウム注入による強度増加と延性低下を超微小引張試験で評価できることを確認した。

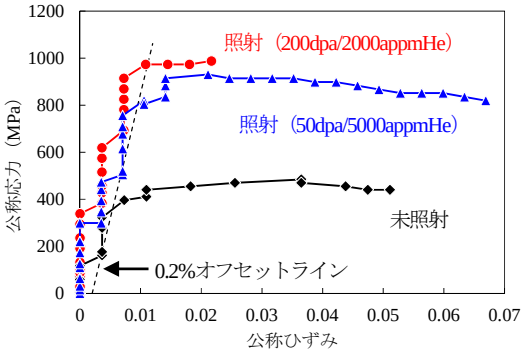


図 2　公称応力ー公称ひずみ線図

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Masami Ando[2], Hiroyasu Tanigawa[2]
[1]Instuitute of Nuclear Safety System, [2]Japan Atomic Energy Agency

低放射化フェライト鋼 F82H の重照射後引張破断挙動

Tensile fracture behavior of high dose irradiated reduced activation ferritic/martensitic steel

*谷川 博康[1]，酒瀬川 英雄[1]，廣瀬 貴規[1]，加藤 雄大[2]

[1]原子力機構，[2]オークリッジ国立研究所

300℃87dpa 重照射された F82H について照射温度での引張試験を実施した結果、20dpa からさらに硬化および延性劣化を示す事が確認された。SEM 破面観察より得られた絞りより真破断伸びを推定した結果、F82H-MOD3（0.1Ta）は F82H-IEA（0.04Ta）に比べて破断伸びの減少が少ないことが示された。

キーワード：低放射化フェライト鋼，重照射，引張試験， 破断面観察

1. 緒言

原型炉ブランケット構造材料として期待される低放射化フェライト鋼 F82H においては、国立研究所 HFIR 炉による 87dpa 照射実験が終了し、重照射データ取得が進められている。本報告では 300℃で照射された F82H-IEA 材および Ta 添加量を増量して靭性および耐照射性を向上させた F82H-MOD3 材について、照射温度引張試験結果、および破断面 SEM 観察に基づく真破断応力- ひずみ評価結果と引張破断挙動解析を実施した結果について報告する。

2. 実験方法

F82H- IEA 材および MOD3 の基本組成は Fe-8Cr-2W-0.2V -0.1Ci-LN -0-04Ta(IEA), 0,1Ta(MOD3)である。照射試験片は微小引張試験片 SS-J3 である。引張試験は 300℃真空雰囲気、ひずみ速度 0.002 1/s で実施された。引張試験後破面観察は走査型電子顕微鏡により加速電圧 15kV にて実施した。

3. 結果及び考察

F82H-IEA および MOD３のいずれにおいても、87dpa ではさらなる照射硬化を示すことが明らかになった。一方、全伸び評価においてはいずれも 10%弱まで低下することが示されたが、破断面観察により得られた絞りより算出される真破断組成ひずみにおいては、MOD3 は IEA 材にくらべて照射による低下が少ないことが示された。一方、87dpa 破断園では浅い等軸ディンプルが顕著となっていることから、照射硬化により欠陥感受性が高くなることで伸びが低下している可能性が示唆された、

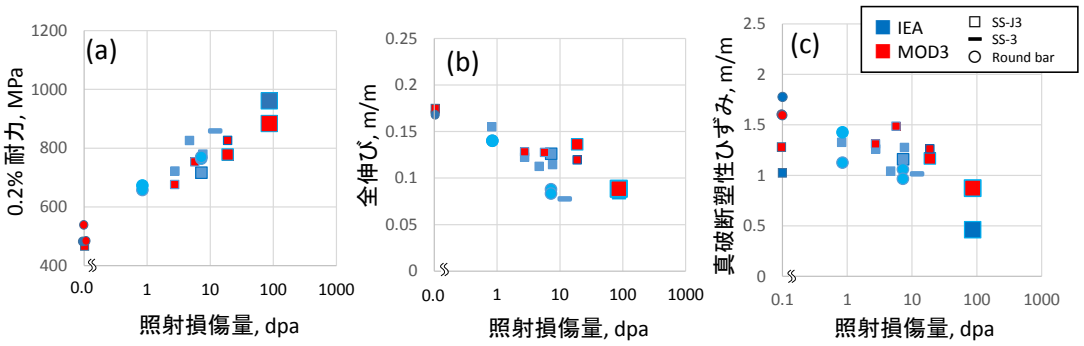


図 F82H の 300℃照射 300℃引張試験結果. (a) 0. 2%耐力、(b) 全伸び、および絞りより算出された真破断のびの照射量依存性（c）.

*Hiroyasu Tanigawa[1], Hideo Sakasegawa[1] , Takanori Hirose[1] and Yutai Katoh[2]

[1]JAEA, [2]Oak Ridge National Laboratory

低放射化フェライト鋼 F82H の設計疲労曲線の試作

Preliminary design fatigue curves for reduced activation ferritic/martensitic steel, F82H

*廣瀬貴規、酒瀬川英雄、谷川尚、谷川博康、河村繕範
原子力機構

低放射化フェライト鋼 F82H の疲労特性を評価し、設計疲労曲線を試作した。常温から 450℃の温度範囲では、温度による疲労寿命の低下は軽微であること、大気中における疲労試験からは真空中の試験と比較して短い疲労寿命が得られ、大気下での試験結果に基づいた設計疲労線図は保守的であることを示した。

キーワード：ブランケット，低放射化フェライト鋼，疲労特性

1. 緒言　低放射化フェライト鋼 F82H は増殖ブランケットの構造材料として、構造設計のための物性および強度特性の評価を進めている。本研究は、設計に必要な構造基準における制限値の一つである疲労寿命について、試験温度、試験雰囲気の影響を評価し、設計疲労曲線を試作した結果を報告する。

2. 方法　設計疲労曲線の作図には、真空誘導溶解により製造した F82H-Original 材、および IEA ラウンドロビンに用いた鋼（IEA 材）を対象とした既往の試験結果、ならびに新たに実施したエレクトロスラグ再溶解（ESR）により製造した BA07 材を対象とした高温疲労試験の結果を用いた。疲労試験は ASTM E-606 に従い、完全両振りひずみ制御、ひずみ速度 0.02%/s～0.25%/s の条件で実施した。常温試験は大気中で実施し、高温試験は一部を除き真空中で実施した。試験結果を Manson-Coffin 則に従い整理し、全ひずみ範囲の 1/2 および破損繰り返し数の 1/20 を比較し、保守側の点を結び設計疲労線図を試作した。

3. 結果及び考察　F82H の疲労寿命は試験温度の上昇に伴い徐々に低下するが、450℃以下では概ね常温の疲労寿命の 1/2 以内に収束しており、この温度範囲では欧州の低放射化フェライト鋼 Eurofer と同様に共通の設計疲労線図が適用できる可能性が示唆された（図 1）[1]。F82H の使用温度上限である 550℃における試験では大気中の寿命は真空中の約 1/3 程度となることを示した。真空中の疲労寿命の比較では、BA07 材は IEA 材より 5 倍程度長寿命であり、ESR により清浄度を高めた鋼の優位性を確認した。

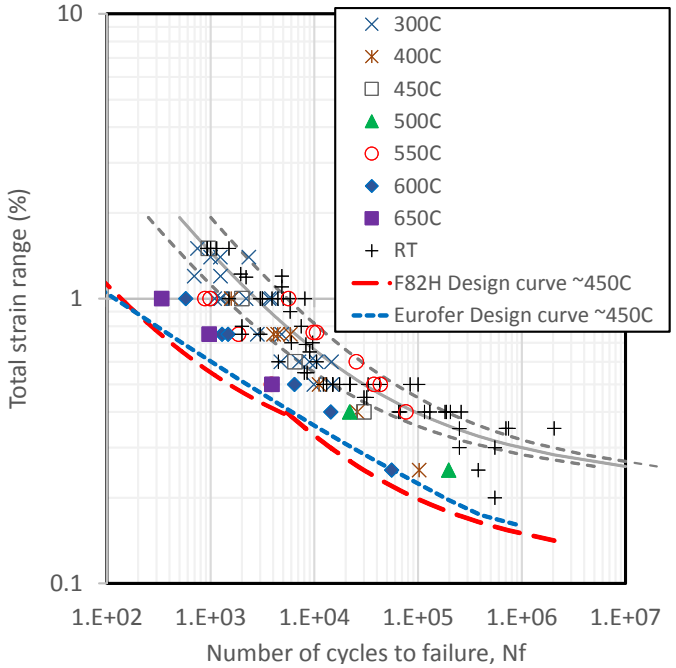


図 1 F82H の疲労試験結果及び設計疲労線図

参考文献

[1] RCC-MRx 2012, A3.19AS.47

*Takanori Hirose, Hideo Sakasegawa, Hisashi Tanigawa, Hiroyasu Tanigawa and Yoshinori Kawamura
Japan Atomic Energy Agency

多重イオン照射による F82H 改良鋼のボイドスウェリング

Void Swelling Behavior of Multi-ion irradiated F82H

*安堂 正己，谷川 博康，黒滝 宏紀

（国）日本原子力研究開発機構

多重イオンビーム照射実験及び透過電子顕微鏡観察を用いて 400～500℃, 20dpa までの F82H 鋼改良材のボイドスウェリング挙動について調べるとともに，報告済みデータとの比較を行った。

キーワード：低放射化フェライト鋼，ボイドスウェリング，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，原子力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。これまでに米国 HFIR 炉等で得られた，中性子照射データの取得を進めているが，これらは F82H IEA ヒート鋼が中心となっており，その後開発されている改良鋼についての照射データは少ないのが現状である。そこで本研究では，多重イオンビーム照射実験を用いて標準材である F82H IEA 及び改良鋼である Mod3，BA07 鋼に関するボイドスウェリング挙動について調べることを主な目的とした。

2. 実験方法

供試材は，F82H IEA ヒート鋼（標準材）及び F82H Mod3，BA07 鋼から 3x6x0.5mm の板状試験片を作製した。イオン照射実験は，原子力機構 高崎研究所の TIARA 施設にて，400～500℃までの温度域にて，Fe^{3+} イオン，He^{+}イオン，H^{+}イオンの同時照射により，照射表面より 1μm の深さにて，20dpa となるように行った。また比較のために，京都大学 DuET 施設でも 470℃，20dpa の Fe/He 同時照射を IEA 及び BA07 鋼について行った。照射後試験は，原子力機構 原型炉 R&D 棟内に導入された集束イオンビーム加工装置を用いて，観察用薄膜を作製し，透過型電子顕微鏡によるミクロ組織観察を行い，ボイドスウェリングの定量評価を実施した。

3. 結果・考察

図 a)～c)は，F82H IEA，F82H Mod3，F82H BA07 鋼における 470℃，20dpa デュアル照射材から得られたミクロ組織写真の例である。F82H 鋼にてスウェリングが顕著となると報告されている照射温度 470℃では，すべての F82H 鋼において照射表面から約 0.8～1μm の領域で数 nm のヘリウムバブルと 10～20nm のボイドからなるキャビティ組織の形成が確認された。20dpa の損傷量となる深さ 1μm 付近でのデュアル照射材の F82H IEA のスウェリング量は, 約 0.7%であった。一方, 改良鋼である F82H Mod3, BA07 鋼については, 約 0.3%と IEA に比べてスウェリング量が低くなる傾向にあった。講演では以前に取得されたデータとの比較も行い，ボイドスウェリング挙動についてまとめる予定である。

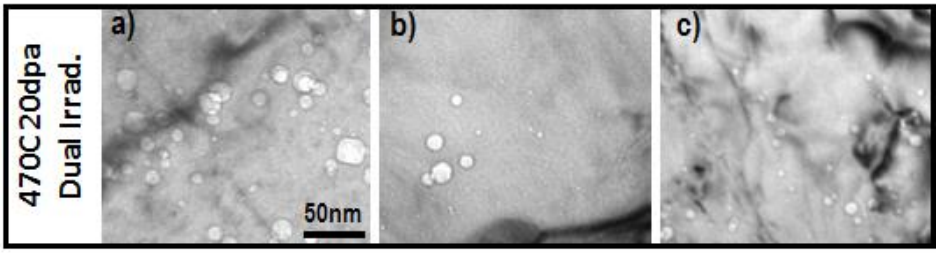


図　470℃, 20dpa デュアル照射された F82H 鋼のミクロ組織の例

*Masami Ando, Hiroyasu Tanigawa and Hironori Kurotaki

Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-2. Beam Measurements/203-4. Synchrotron Orbital Radiation, Laser

[3M01-06] Beam measurement

Chair: Akira Uritani (Nagoya Univ.)

Mon. Mar 28, 2016 10:15 AM - 11:55 AM Room M (Lecture Rooms C C106)

[3M01] Development of a multi-channel read-out system for a micro-pattern gaseous detector

＊Kenta Shigihara[1], Keizou Ishii[1], Shigeo Matsuyama[1], Atsuki Terakawa[1], Tsuyoshi Sato[1] （1.School of Engineering, Tohoku University）

10:15 AM - 10:30 AM

[3M02] Development of the automatic micro-ion-beam focusing system using the secondary electron imaging system

＊Shuhei Suzuki[1], Keizo Ishii[1], Shigeo Matsuyama[1], Atsuki Terakawa[1], Mitsuhiro Fujiwara[1], Daiki Seki[1], Daichi Sata[1], Kota Imaizumi[1], Taisuke Hatakeyama[1] （1.Department of Quantum Science and Energy Engineering, Tohoku University）

10:30 AM - 10:45 AM

[3M03] Generation of Narrow-band GeV Photons from X-ray FEL Oscillators

＊Ryoichi Hajima[1], Mamoru Fujiwara[2,1] （1.JAEA, 2.Osaka Univ.）

10:45 AM - 11:00 AM

[3M04] Generation and application of high-brightness electron beam in RF gun based electron microscopy

＊Jinfeng Yang[1], Koichi Kan[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1], Katsumi Tanimura[1] （1.ISIR, Osaka University）

11:00 AM - 11:15 AM

[3M05] Analysis of Heavy Elements on Nano-Structured Pd Multilayer Thin Films by Rutherford Backscattering Spectrometry

＊Yasuhiro Iwamura[1], Jirohta Kasagi[1], Shigenori Tsuruga[2], Takehiko Itoh[1], Hidetoshi Kikunaga[1], Ryo Tajima[1], Yuki Honda[1] （1.Research Center for Electron Photon Science, Tohoku University , 2.Mitsubishi Heavy Industries, ltd.）

11:15 AM - 11:30 AM

[3M06] Measurement of electric field emitted from electron beam in time- and frequency-domain

＊Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Itta Nozawa[1], Yoichi Yoshida[1] （1.ISIR, Osaka Univ.）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

マイクロパターンガス検出器の多チャンネル電荷読み出し回路の開発

Development of a multi-channel read-out system for a micro-pattern gaseous detector

*鴫原 健太[1]，石井 慶造[1]，松山 成男[1]，寺川 貴樹[1]，佐藤 剛志[1]，稲野 浩太郎[1]，実重 雄磨[1]，細川 響[1]，梶山 愛[1]

[1]東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻

マイクロパターンガス検出器(MPGD)の1種であるGEM(Gas Electron Multiplier)の粒子線治療でのビーム計測への利用を目的とし、GEMからの電荷出力を多チャンネルで処理可能な回路の開発を行った。

キーワード：粒子線治療

1. 緒言

近年、がんは日本における死亡原因の約3割を占めており、がんに対する治療が重要となっている。がん治療で注目されているのが、線量を病巣に集中させ、正常部位への影響を抑えることが可能な粒子線治療である。粒子線治療において高精度照射を行うためにはビーム強度及び2次元線量分布をリアルタイムで計測するビームモニタが必要である。ビームモニタとしてマイクロパターンガス検出器(MPGD)に着目し、MPGDの電荷出力処理回路としてQTC(Charge to Time Converter：CLC101EF)に着目した。このQTCを組み込んだMPGD用多チャンネル電荷読み出し回路QTM(Charge to Time converter Module)の開発を行い、MPGDの信号を読み取り可能であることを確認した。

2. 実験

QTMをMPGDの信号処理に用いるため、性能評価実験、GEM用のパラメータ設定、^{241}Am標準線源を用いた照射実験、および陽子線照射実験を行った。線源照射実験について、^{241}Am線源を128chMPGD内部に設置し、QTMからの出力をオシロスコープによって測定した。陽子線照射実験について、東北大学CYRICにおいて80MeVの陽子線をMPGDに陽子線を照射し、QTMを用いて強度分布と線量情報を取得した。

3. 結果･考察

線源照射実験、および陽子線照射実験により、カウント数と積算出力およびビームカレントモニタのカウント数と照射線量は線形関係であることから、線源および陽子線の強度分布と線量情報をQTMで取得可能であることが確認された。陽子線による相対強度分布を図1に示す。線源実験ではIPで得た結果とよく一致し、陽子線実験では形状は一致しビーム電流の変化により最大で18%のずれが生じた。

4. 結論

^{241}Am線源、および陽子線照射による強度分布と線量情報をQTMで読み出し可能であることを確認した。この結果より、1次元(X方向)のビーム情報をQTMで取得可能であり、QTMの出力をリアルタイムに多チャンネルで処理システムを構築することでビームの2次元(X方向、Y方向)情報が取得可能であることが確認された。QTMによって粒子線治療用ビームの監視及び制御が可能と思われる。

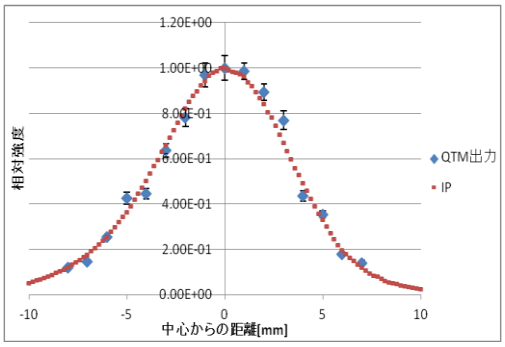


図1. QTMによる相対強度分布とIPから得た相対強度

*Kenta Shigihara[1], Keizou Ishii[1], Shigeo Matsuyama[1], Atsuki Terakawa[1], Tsuyoshi Sato[1], Koutaro Inano[1], Yuma Saneshige[1], Hibiki Hosokawa[1] and Ai Kajiyama[1]

[1]Quantum Science and Energy Engineering, Tohoku University.

二次電子イメージングを用いた マイクロイオンビーム自動収束システムの開発

Development of the automatic micro-ion-beam focusing system using the secondary electron imaging system

*鈴木　脩平[1],石井　慶造[1],松山　成男[1],寺川　貴樹[1],藤原　充啓[1],関　大輝[1],佐多　大地[1],
今泉　光太[1],畠山　泰輔[1]
[1]東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻

ビームスキャン及び二次電子情報から試料の形状画像を取得するシステムの開発を行った。これを用いた四重極電磁石の電流量を自動調整するフォーカシングシステムの開発について報告する。
キーワード：マイクロイオンビーム, 二次電子

1.諸言

東北大学では、マイクロビーム用いてマイクロ PIXE 分析や RBS，X 線 CT などの応用研究が行われている。マイクロビーム形成について、これまではマイクロ PIXE 分析により取得した金属メッシュの画像から定性的にビーム径の大小を判断し、二連四重極電磁石(Q レンズ)の電流量を変化させる操作を繰り返すことでビーム径を調整してきた。これには、調整にかかる時間や精度の問題点があるため、二次電子情報により試料の形状情報を取得可能なシステムを開発し、それを用いて Q レンズの電流量を自動調整することでマイクロビーム調整に要する時間を短縮させることを可能とするシステムの開発を目的とした。

2.実験・結果

二次電子検出計数特性向上のため、高速での信号処理，I/O が可能で， LabVIEW 制御が可能なモジュールを用いた二次電子イメージングシステムを構築し、実験を行った。このシステムは、アナログ電圧信号をスキャナ電極に流しビームを任意の波形にスキャンし、二次電子検出器からの電流信号を IV コンバータでモジュールが読み取り可能な電圧信号へと変換し、その信号をトリガーとして二次電子の位置情報を取得している。また、金属グリッドを XY スキャンした際の収量曲線はビーム形状を示すため、得られた収量曲線とフィッティングパラメータを持った関数とを非線形レーベンバーグ・マーカート法によりフィッティングし、自動的にビーム径を計測するシステムを構築した。算出されたビーム径から Q レンズの電流量を自動変更するシステムを開発した結果、ビーム径は(x,y)=(1.3μm, 1.7μm)から(x,y)=(0.9μm, 1.3μm)まで収束した。また、収束にかかる時間はビーム径の再測定も含めて 40 分程度であり、1 時間以上かかっていた従来の手法よりも短時間で収束が可能となった。

3.結論

自動ビーム収束システムの開発により、リアルタイムにビーム径が計測されることで定量的にビームの収束を判断することが出来、また、自動で Q レンズの電流量を変化させるため既存の手法の手順の煩雑さという問題も解消した。これにより、ビーム収束時間の短縮を達成した。

---

*Shuhei Suzuki[1], Keizo Ishii[1], Shigeo Matsuyama[1], Atsuki Terakawa[1], Mitsuhiro Fujiwara[1], Daiki Seki[1], Daichi Sata[1], Kota Imaizumi[1] and Taisuke Hatakeyama[1]

[1]Department of Quantum Science and Energy Engineering, Tohoku University

共振器型 X 線自由電子レーザーによる狭帯域 GeV 光子の発生

Generation of Narrow-band GeV Photons from X-ray FEL Oscillators

*羽島　良一[1]，藤原　守[1,2]

[1]原子力機構，[2]大阪大学

共振器型 X 線自由電子レーザーにおいて、共振器に蓄積された X 線と電子ビームの衝突 （レーザーコンプトン散乱）による高エネルギーガンマ線（GeV 光子）ビーム生成を提案する。超相対論領域のコンプトン散乱の結果、狭帯域（～0.1%FWHM）の GeV 光子ビームが得られる。

キーワード：自由電子レーザー、レーザーコンプトン散乱

1. はじめに

UV 領域で動作する共振器型自由電子レーザー(FEL Oscillator; FELO)では、電子ビームと FEL パルスを共振器内で衝突させることで、レーザーコンプトン散乱による MeV 領域のガンマ線ビームの発生が可能であり、Duke 大学の HIGS などでガンマ線のユーザー利用が行われている。われわれは、これと同様に硬 X 線領域の自由電子レーザー共振器から GeV ガンマ線の発生が可能であることを示し、この GeV ガンマ線の特性を評価した[1]。

2. ガンマ線源の構成と性能

完全結晶サファイアは硬 X 線に対して直入射で高い反射率を示す。このような結晶を用いた硬 X 線領域の自由電子レーザー共振器（XFELO）が Kim らによって提案されている[2]（図 1）。ここで、電子ビームの繰り返し周波数を X 線パルスが共振器を往復する周波数の 2 倍に選ぶと、電子と X 線は共振器の中央で正面衝突し、コンプトン散乱によって反跳した光子は GeV ガンマ線となる。XFELO におけるコンプトン散乱では、電子の静止系における入射光子のエネルギーが電子の静止質量よりもはるかに大きくなるため、散乱光子のエネルギーは電子のエネルギーとほぼ等しくなり、エネルギースペクトルは狭帯域（~0.1% FWHM）となる。典型的なパラメータ例として、電子エネルギー7 GeV、電子バンチ 40 pC、繰り返し 3 MHz の XFELO を仮定すると、発生するガンマ線は、ピークエネルギー 6.9922 GeV、フラックス 1700 ph/s（1%BW）が得られ、このようなガンマ線ビームはハドロン物理の研究に有用なプローブとなる

講演では、電子ビームのエミッタンスとエネルギー広がり、X 線レーザーの波長広がりと角度発散が、それぞれガンマ線のスペクトルに及ぼす影響、ガンマ線のエネルギー可変方法、フラックス増大の可能性などについて述べる。

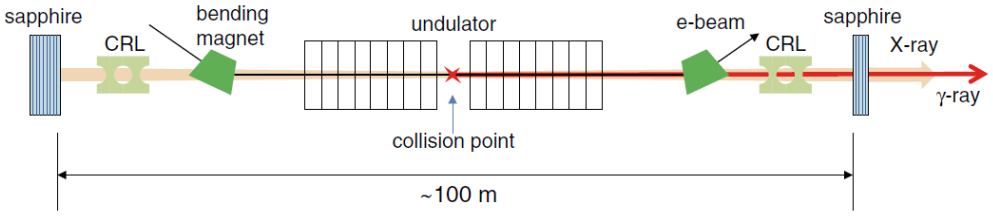


図 1: サファイア結晶と屈折レンズ（CRL）からなる共振器型 X 線自由電子レーザーによるガンマ線発生。

参考文献

[1] R. Hajima and M. Fujiwara, Phys. Rev. Accel. Beams (accepted)

[2] K-J. Kim et al. Phys. Rev. Lett. 100, 244802 (2008).

---

*Ryoichi Hajima[1]and Mamoru Fujiwara[1,2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Osaka Univ.

RF 電子銃を用いた電子顕微鏡におけるビームの高輝度化とイメージング実験

Generation and application of high-brightness electron beam in RF gun based electron microscopy

*楊 金峰，菅 晃一，近藤 孝文，神戸 正雄，吉田 陽一，谷村 克己
阪大産研

近年、フェムト秒レーザーによる短パルス電子ビームの発生、時間分解電子回折と電子顕微鏡技術が急速に発展されてきており、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詳細な知見が獲得されつつあります。本大会では、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の高輝度化と、我々が推進している相対論的フェムト秒電子線パルスによる超高速電子回折と電子顕微鏡の開発現状を報告します。

キーワード：電子顕微鏡，電子線回折，フェムト秒電子ビーム，フォトカソード RF 電子銃

時間的に 100 フェムト秒、空間的にナノメートルの分解能を有する高速測定は、世界中の物質構造科学研究者が待望してやまない「夢」である。我々は、フォトカソード高周波（RF）電子銃を用いた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。今までの研究成果として、エネルギーが 3.1MeV のフェムト秒電子線パルスを用いて、電子回折ではシングルショットの測定に成功し、イメージ測定では 2000 倍の拡大倍率を達した。しかし、拡大倍率を向上させるには、RF 電子銃から発生する電子ビームの低エミッタンス化と高輝度化は不可欠かつ最優先で取り込まなければならない課題である。

超高速電子顕微鏡に使われる電子ビームは、パルス当たりの数 pC の低電荷量電子ビームである。この電子ビームのエミッタンスは、カソードから出る時の初期エミッタンス(熱エミッタンス)に支配されている。本実験では、まず、カソードに照射する UV レーザー径を 0.3mmφ以下に集光して熱エミッタンスを低減させ、さらに RF 電子銃の下流に設置されたコンデンサ絞りによりコリメートし、エミッタンスの低減を試みた。次に、コンデンサレンズを用いて試料にビームを集束し、高輝度化を行った。図 1 に、1000 メッシュの銅グリッド標準試料を用いて 100 パルス積算で観測した TEM 像（明視野）を示す。電子ビームのエネルギーは 3.1MeV であり、エミッタンスは上からそれぞれの 0.6、0.3 と 0.14mm-mrad である。パルス当たりの電荷量はそれぞれの 7、4 と 1pC であった。実験の詳細や考察については大会の当日に報告させて頂くが、図に示すように、TEM 像のコントラストを得るためには、エミッタンスの低減が非常に重要であることがわかる。また、RF 電子銃を用いた電子顕微鏡を実現するために、規格化エミッタンスが 0.1mm-mrad またはそれ以下の電子ビームを発生しなければならないことがわかる。更になる低エミッタンスの発生、ビーム輝度の向上の為に、我々はレーザーが背面から入射する透過型フォトカソードの開発を推進している。詳細については、当日に報告する。

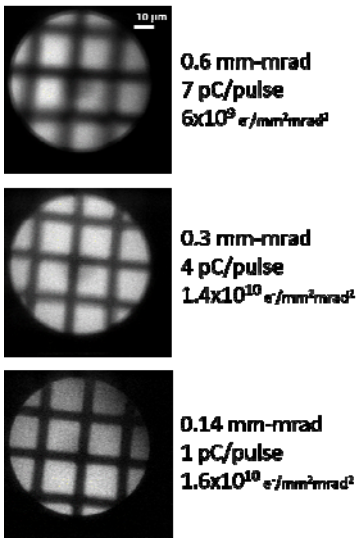


Fig.1　TEM 像のコントラストとエミッタンスの依存性

*Jinfeng Yang, Koich Kan, Takafumi Kondoh, Masao Gohdo, Yoichi Yoshida and Katsumi Tanimura
ISIR, Osaka Univ.

RBS 法によるナノ構造 Pd 多層薄膜上の重元素分析

Analysis of Heavy Elements on Nano-Structured Pd Multilayer Thin Films
by Rutherford Backscattering Spectrometry

*岩村 康弘[1]，笠木 治郎太[1]，鶴我 薫典[2]，伊藤 岳彦[1]，菊永 英寿[1]，田島 龍[1]，本多 佑記[1]

[1]東北大学　電子光理学研究センター，[2]三菱重工業（株）

ナノ構造 Pd 多層薄膜上の質量数 130 以上の重元素を RBS 法により初めて分析した。この薄膜には予め Cs 等の元素を添加に重水素を透過させた後に Pr が検出された薄膜である。今後の詳細な検証が必要ではあるが、XPS や ICP-MS 等で計測された Pr が RBS 法によっても確認された可能性が高い。

キーワード：RBS，パラジウム，重水素，多層膜，ナノ構造，プラセオジム，ガス透過，酸化カルシウム

1. 緒言

ナノ構造 Pd 多層膜に元素を添加し重水素ガスを透過させると、添加した元素が別の元素に変換されるという新現象が、2000 年頃に三菱重工のグループによって見出された[1]。これまでにこの方法により Cs から Pr、Ba から Sm、W から Pt 等への変換などが観測されている。特に Cs から Pr への変換については、SPring-8 の放射光を用いた In-situ 計測により確認されており、豊田中研などが独立に再現実験に成功している[2]。

この現象は非常に低エネルギーでコンパクトに元素変換すなわち核変換が可能という革新的技術になる可能性を秘めており、経済的インパクトも非常に大きい。しかし、従来の理論では簡単には説明できないため、完全に受容されている状況ではなく、さらに実験的データや理論的考察が要求される状況にある。

本研究では、これまで XPS(X-ray Photoelectron Spectroscopy)や XRF(X-ray Fluorescence)、ICP-MS(Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry)といった手法で同定されている、Cs が変換したと考えられる Pr を RBS(Rutherford Backscattering Spectrometry)によって同定し、Pr 検出の信頼性を更に向上させることを狙って研究を行った。XPS や XRF は電子軌道から ICP-MS は質量数から元素を同定するのに対し、RBS 法ではイオンビームを衝突させた際の後方散乱から元素を同定する手法であり、化学結合や重合分子の影響を完全に排除できる点に特徴があるためである。

2. 実験結果と考察

2-1. 実験

最初の実験は 2015 年 8 月に東大タンデム加速器で行った。20MeV の ^{16}O ビームを用いて、ビーム電流は数 nA 程度であった。計測対象の Pr は Pd 表面に数 ng/cm^2 程度しか存在しない。そのため、SN 比が十分ではなく、パイルアップ起因事象を現在の 1/10 以下にする必要があることが判明した。そこで、電子回路の工夫によりパイルアップ起因事象を抑え、2015 年 10 月、2016 年 1 月に東北大学サイクロトロン施設において、128MeV の ^{40}Ar ビームを用いて分析を試みた。また、2 月末にタンデム加速器で計測を行う予定である。

2-2. 結果と考察

これまでの所、統計が充分とは言い難いが、Cs を添加し重水素を透過したナノ構造多層膜表面に ^{141}Pr に対応するエネルギーにピークが確認できる。これは、これまでの XPS や XRF、ICP-MS の結果と矛盾せず、^{141}Pr が存在していることを示唆している。

3. 今後の予定

計測系の改良を行っていくことで、より説得力のあるデータを取得していきたい。また、RBS は化学結合の影響を受けずに、薄膜上の重元素分析に適していることから、この分野の分析手法の一つとして活用していきたい。

謝辞

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により、科学技術振興機構を通して委託されたものである。

参考文献

[1] Y. Iwamura, et al., Jpn. J. Appl. Phys. 2002, 41, 4642-4648.

[2] T. Hioki et.al, Jpn. J. Appl. Phys. 52, 2013,107301.

* Yasuhiro Iwamura[1], Jirohta Kasagi[1], Shigenori Tsuruga[2], Takehiko Itoh[1], Hidetoshi Kikunaga[1], Ryo Tajima[1] and Yuki Honda[1]

[1]Research Center for Electron Photon Science, Tohoku University, [2]Mitsubishi Heavy Industries, ltd.

電子ビームの発生した電場の時間・周波数領域測定

Measurement of electric field emitted from electron beam in time- and frequency-domain

*菅晃一，楊金峰，小方厚，近藤孝文，神戸 正雄，野澤一太，吉田陽一
阪大産研

超短パルス高エネルギー電子ビームは、光源開発や時間分解分光等の応用のために必要とされている。本研究では、干渉計と光電導アンテナを用いた、電子ビーム （35 MeV）のコヒーレント遷移放射（CTR）により得られるテラヘルツパルスの同時測定について述べる。

キーワード：光電導アンテナ，フェムト秒電子ビーム，テラヘルツ波，マイケルソン干渉計ーワード

フェムト秒・ピコ秒領域のパルス幅を有する電子ビーム[1]は、加速器物理、物理化学の研究に応用されている。同時に、そのような超短パルス電子ビームは、1 ps の逆数が 1 THz に相当するため、テラヘルツ領域（波長~300 μm）の電磁波研究[2-4]にも利用されている。これまでに、フェムト秒電子ビームにより発生させたコヒーレント遷移放射（CTR, coherent transition radiation）のテラヘルツ波をマイケルソン干渉計により測定してきた[4]。しかし、マイケルソン干渉計により得られるテラヘルツ波（電子ビーム）の情報は周波数領域の情報に基づいている。一方、時間領域の測定手法として、電気光学サンプリング[1]等が挙げられる。また、最近では、電気光学サンプリングとは異なる手法で、時間領域で CTR を計測可能な光電導アンテナ（PCA, photoconductive antenna）[5,6]を用いる手法も報告されている。そこで、本研究では、CTR を時間・周波数領域測定（PCA と干渉計を組合せた同時測定）する事により、従来よりも詳細な CTR のテラヘルツ波解析の可能性について研究した。

電子ビームからの CTR を測定するために、フォトカソード高周波電子銃加速器[3,4]を用いてエネルギー35 MeV、電荷量<1 nC のフェムト秒電子ビーム発生を行った。図 1 に本研究の CTR 測定の概念図を示す。発生した CTR をハーフミラー（Beam splitter）により分岐し、PCA と干渉計を用いて、CTR を時間・周波数領域測定を行った。発表では、CTR 測定結果の詳細を報告する。

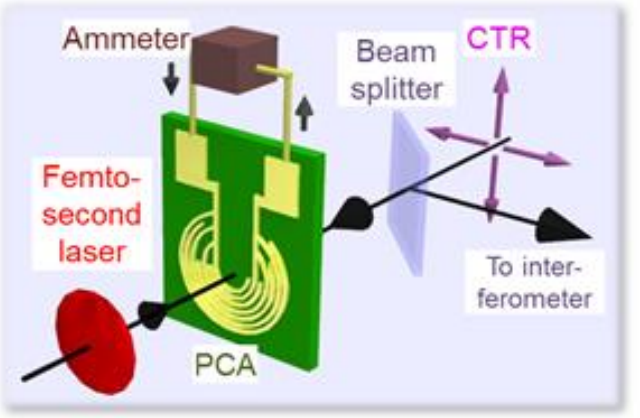


図 1：CTR の時間・周波数領域測定.

参考文献

[1] G. Berden et al., Phys. Rev. Lett. 99, 164801 (2007). [2] K. Kan et al., Appl. Phys. Lett. 99, 231503 (2011). [3] I. Nozawa, K. Kan et al., Phys. Rev. ST Accel. Beams 17, 072803 (2014). [4] K. Kan et al., Electron. Comm. Jpn. 99, 22 (2016). [5] K. Kan et al., Appl. Phys. Lett. 102, 221118 (2013). [6] 菅ら, M01, 日本原子力学会「2014 年秋の大会」 (2014).

*K. Kan, J. Yang, A. Ogata, T. Kondoh, M. Gohdo, I. Nozawa, and Y. Yoshida
ISIR, Osaka Univ.

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

[3M07-12] Medical application

Chair: Hiroyuki Toyokawa (AIST)

Mon. Mar 28, 2016 2:45 PM - 4:25 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[3M07] Examination of Medical Radionuclides Production using an Electron Linear Accelerator

＊Shun Sekimoto[1], Takahiro Tadokoro[2], Yuko Kani[2], Katsuyoshi Tatenuma[3], Jaewoong Jang[4], Masashi Yamamoto[5], Mitsuru Uesaka[4], Tsutomu Ohtsuki[1] （1.Kyoto Univ., 2.Hitachi,Ltd., Research &Development Group, Nuclear Energy Systems Research Development, 3.KAKEN, 4.Univ. Tokyo, 5.Accuthera）

2:45 PM - 3:00 PM

[3M08] Examination of Medical Radionuclides Production System using an Electron Linear Accelerator

＊KATSUYOSHI TATENUMA[1], YUMI SUZUKI[1], AKIRA TSUGUCHI[1], ATSUSHI TANAKA[1], TSUTOMU OHTSUKI[2], SHUN SEKIMOTO[2], YASUMASA MORIKAWA[3], ASAKI YAMAMOTO[3] （1.KAKEN, 2.KYOTO Univ., 3.FRI）

3:00 PM - 3:15 PM

[3M09] Examination of Medical Radionuclides Production System using an Electron Accelerator

＊Takahiro Tadokoro[1], Yuko Kani[1], Syun Sekimoto[2], Tsutomu Ohtsuki[2] （1.Hitachi,Ltd., Research &Development Group, Nuclear Energy Systems Research Development, 2.Kyoto University Research Reactor Institute）

3:15 PM - 3:30 PM

[3M10] Examination of Medical Radionuclides Production System using an Electron Accelerator

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

3:30 PM - 3:45 PM

[3M11] Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University 3

＊Akira Uritani[1], Yousuke Menjo[1], Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Yoshiaki Kiyanagi[1], Kazuki Tsuchida[1], Katsuya Hirota[1], Masaaki Kitaguchi[1], Hirohiko Shimizu[1], Go Ichikawa[1] （1.Nagoya Univ.）

3:45 PM - 4:00 PM

[3M12] Proposal of Tc-96 for nuclear medicines instead of Tc-99

＊Takehito Hayakawa[1], Yuichi Hatsukawa[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

電子線形加速器を利用した医療用核種製造システムの検討 （1）概要及び製造可能核種

Examination of Medical Radionuclides Production System using an Electron Accelerator
(1) Overview and Medical Radionuclides Producible

*関本 俊[1]，田所 孝広[2]，可児 祐子[2]，蓼沼克嘉[3]，Jang Jaewoong[4]，山本昌志[5]，
上坂充[4]，大槻 勤[1]
[1]京都大学 原子炉実験所，[2]日立製作所 研究開発グループ [3]㈱化研，[4]東京大学，[5]㈱アキュセラ

医療用放射性核種の製造システムとして、電子線形加速器で発生させる制動放射線を利用したシステムを検討している。まず本研究の全体概要を紹介し、その検討状況を報告する。また本システムを用いて、どのような核種が製造可能かを検討したので、その結果を報告する。

キーワード：電子線形加速器，Mo-99/Tc-99m，Cu-67，核医学

1. 緒言

近年、放射性医薬品の国内での安定供給を目指し、加速器を用いた医療用放射性核種の製造が検討されている。我々は、安価かつ小型化が可能な電子線形加速器で発生させる制動放射線を利用したシステムを検討しており、これまでに本システムを用いて、Mo-99 や Cu-67 の製造試験を実施し、試験結果をもとにそれぞれの核種の製造量の評価を行ってきた（Mo-99: 田所ら、原子力学会 2014 年春の年会; 大槻ら、原子力学会 2015 年春の年会、Cu-67: 関本ら、田所ら、原子力学会 2015 年秋の大会）。その結果、Mo-99 や Cu-67 の製造に関しては、本システムを用いる方法が効率的であることを確認している。

2. 研究の概要

本研究は、電子線形加速器を用いて放射性核種を製造するグループ（京都大学、日立製作所）、製造した核種を分離・精製するグループ（㈱化研）、電子線形加速器を検討・製造するグループ（東京大学、㈱アキュセラ）により進められている。本シリーズ講演は、概要を説明する本発表と、Mo-99/Tc-99m 製造・分離精製、Lu-177 製造量評価、医療用核種の研究・製造のためのモバイル X バンド電子ライナックについての講演で構成されている。本研究で注目している小型の電子線形加速器を使用した医療用放射性核種の製造システムが実現できれば、各地方の拠点医療施設ごとにそれらを配備し、必要に応じた医療用放射性核種の供給が可能となる。

3. 製造可能な核種

国内外で医療用放射性核種として使用されている核種のうち、上記システムで製造可能な核種として、Cu-67, Ga-68, Y-90, Rh-105, Sm-153, Lu-177, Re-188 等を検討しており、これらの核種の製造試験にも着手している。発表では、これらの結果についても報告する予定である。

---

*Shun Sekimoto[1], Takahiro Tadokoro[2], Yuko Kani[2], Katsuyoshi Tatenuma[3], Jaewoong Jang[4], Masashi Yamamoto[5], Mitsuru Uesaka[4], and Tsutomu Ohtsuki[1]

[1] Kyoto University Research Reactor Institute, [2] Hitachi Ltd., Research & Development Group, [3] Kaken Inc.,

[4] Accuthera Inc., [5] University of Tokyo

電子線形加速器を利用した医療用核種製造システムの検討

(2) ^{99}Mo/^{99m}Tc 製造・分離精製

Examination of Medical Radionuclides Production using an Electron Linear Accelerator
(2) Production, Separation and Purification of ^{99}Mo/^{99m}Tc

*蓼沼克嘉[1], 鈴木祐未[1], 津口明[1], 田仲睦[1], 大槻勤[2], 関本俊[2] 森川康昌[3], 山本朝樹[3]
[1]化研, [2]京都大学 原子炉実験所, [3]富士フイルム RI ファーマ

Keywords 中性子照射、電子線形加速器、低比放射能、^{99m}Tc、^{99}Mo、^{99m}Tc マスターミルカー、^{99m}Tc ジェネレータ

1．はじめに

^{99}Mo を国内製造するにはウランを原料とする核分裂(Fission)法は採用できない。そのため、Mo を原料として原子炉照射法あるいは加速器照射法で ^{99}Mo を製造し、その低比放射能(LSA)^{99}Mo から、従来品と同等品質の ^{99m}Tc 製剤を製造できる技術を整備する必要がある。

2．^{99}Mo-^{99m}Tc 国産技術提案

Mo を原料として ^{99}Mo を製造するには、原子炉中性子照射 ^{98}Mo(n,γ)法あるいは電子線加速器照射 ^{100}Mo(γ,n)法[1]のいずれかとなる。しかし、それらの ^{99}Mo 比放射能は、ウラン法の約１万分の１ (0.5~1Ci/g-Mo)と極めて低い。LSA-^{99}Mo を原料として、薬事変更が軽微で従来品と同等の ^{99m}Tc 製剤製造プロセス(Fig.1)を整備するため、^{99m}Tc ジェネレータ用の 100%-Al_2O_3 成分で高い Mo 吸着性能を有するナノ粒子凝集焼結型アルミナ（NAC: Nanosize Alumina Coagulated）を開発した。この NAC は、現行品と同等の ^{99m}Tc ジェネレータの性能を有している（Fig.2）。なお、LSA-^{99}Mo を原料とする ^{99m}Tc 溶液製造のための TcMM 法(^{99m}Tc マスターミルカー：製造能力１バッチ max.500 Ci)のプロセス・システムについては、高品質・高濃度 ^{99m}Tc 溶液の実用製造技術[2]として既に完成している。

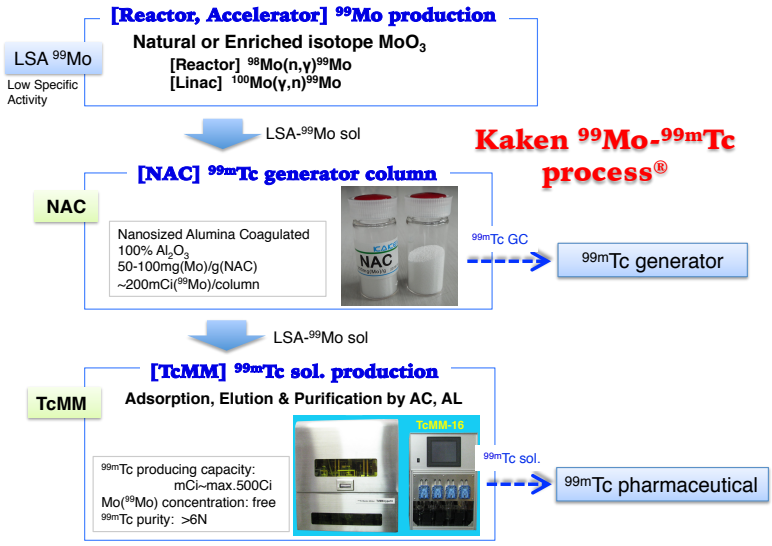


Fig.1 Kaken ^{99}Mo-^{99m}Tc Process for Domestic Production

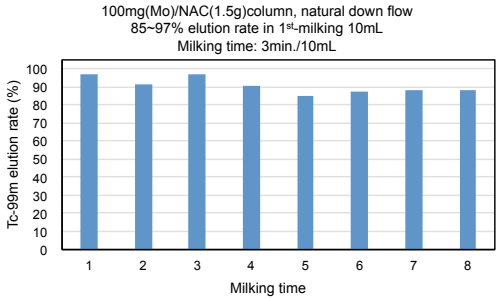


Fig.2 Repetition number of Tc99m elution rate

3．国産化とグローバル普及の展望

^{99}Mo-^{99m}Tc 国産化としては、現行の放射性医薬品基準に準拠して、軽微な薬事変更（一部変更申請程度）であることが望ましい。Mo を原料とする ^{99}Mo 製造態勢を国内で整備できれば、既に完成した上記の ^{99m}Tc ジェネレータカラムと ^{99m}Tc 製剤原料溶液の製造技術により、^{99}Mo-^{99m}Tc の国産化は実現できる。本法は、これまでのウランを原料とする ^{99}Mo 製造を根底から変える能力があり、^{99}Mo-^{99m}Tc の世界中での分散型オンデマンド製造を可能とするものである。

[1]大槻,他「電子線形加速器を利用した Mo99/Tc99m 製造システムにおける製造量評価」2015 年春 M32 日本原子力学会
[2]Tatenuma, et.al. ”A Mass-Production Process of a Highly Pure Medical Use ^{99m}Tc from Natural Isotopic Mo(n,γ)^{99}Mo without Using Uranium” RADIOISOTOPES, vol.63, No.11, pp.501-513 (2014).

K.Tatenuma[1], Y.Suzuki[1], A.Tsuguchi[1], A.Tanaka[1], T.Ohtsuki[2], S.Sekimoto[2], Y.Morikawa[3], A.Yamamoto[3]
[1] Kaken Inc., [2]Kyoto University Research Reactor Institute, [3] FUJIFILM RI Pharma

電子線形加速器を利用した医療用核種製造システムの検討
（3）Lu-177 製造量評価

Examination of Medical Radionuclides Production System using an Electron Accelerator
(3) Evaluation of Lu-177 Production Quantity

*田所 孝広[1]，可児 祐子[1]，関本 俊[2]，大槻 勤[2]
[1]日立製作所 研究開発グループ，[2]京都大学 原子炉実験所

電子線形加速器を用いた Mo-99/Tc-99m 製造システムのターゲット部分に Hf-178 を適用することで、治療用として欧米で適用が進んでいる Lu-177 を製造可能と考えた。Lu-177 製造基礎試験結果とモンテカルロ輸送計算コード PHITS を用いて、実規模システムでの Lu-177 製造量を評価したので、その結果を報告する。
キーワード：SPECT，医療用放射性核種，Lu-177，Hf-178，電子線形加速器，製造システム

1. 緒言

これまで小型で高製造効率の可能性がある電子線形加速器を利用したMo-99/Tc-99m製造システムを検討してきた。他の医療用核種製造も可能であればシステムの低コスト化が図れると考え、同システムのターゲット部分に Hf-178 を用いた Hf-178(γ,p)Lu177 反応による Lu-177 の製造量を評価した。

2. Lu-177 製造量評価

2-1. 製造基礎試験

京大原子炉の電子線形加速器からの電子ビーム(エネルギ 35MeV、電流値約 70μA)を Pt 板に照射し、発生した制動放射線をターゲットからの距離 12.5mm の位置に設置した天然 Hf 棒(6.25mm、長さ 5mm)に照射した。図 1 に照射試料からのガンマ線スペクトルを示す。Lu-177 及び Hf-173/175 が生成されていることを確認した。

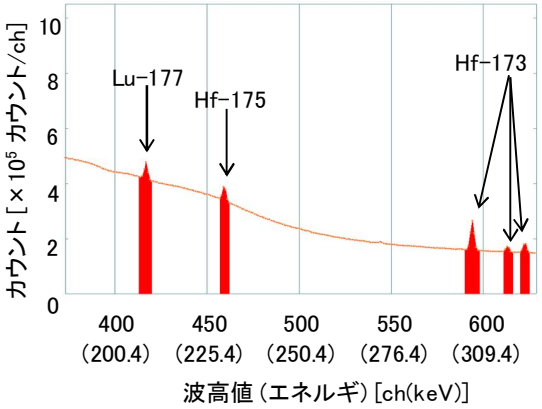


図1 照射試料からのガンマ線スペクトル

2-2. 製造量評価

PHITS コードで計算した Hf-178 ターゲット中の制動放射線分布と、製造基礎試験結果をもとに評価した Hf-178(γ,p)Lu-177 反応断面積を用いて、実規模視システムにおける Lu-177 の製造量を評価した。

3. 結果・考察

図 2 に Lu-177 製造量の評価結果を示す。治療に使用されている Lu-177 の量 7.5×109Bq/回を製造するためには、加速エネルギ 35MeV、ビーム電流値 1000μA のシステムにおいて、48.6 時間の照射時間が必要なことがわかった。

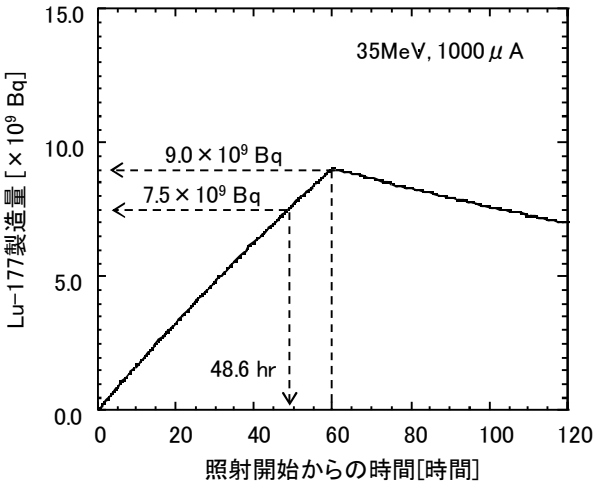


図2 Lu-177製造量の評価結果

*Takahiro Tadokoro[1], Yuko Kani[1], Shun Sekimoto[2] and Tsutomu Ohtsuki[2]
[1]Hitachi, Ltd., Research & Development Group., [2]Kyoto University Research Reactor Institute.

Examination of Medical Radionuclides Production System Using an Electron Accelerator (4) Compact X-band Electron Linac for Research and Production of Medical Radionuclides

*Jaewoong Jang[1], Masashi Yamamoto[2] and Mitsuru Uesaka[1]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Accuthera Inc.

Abstract

Aiming at regional installation of electron linacs dedicated to production of medical radionuclides, we designed a compact electron linac with beams of 35 MeV and 11.2 kW, into which two 6 MW klystrons supply X-band microwaves. Our downsized linac will provide local hospitals with direct access to Mo-99/Tc-99m, and researchers with new routes to radionuclide-based biological experiments.

Keywords: X-band electron linac, X-band klystron, Nuclear medicine, Medical radionuclides, Mo-99/Tc-99m

1. Introduction

In a given length, electron beams are accelerated about four times more in X-band radio frequency (RF; 8–12 GHz) than the conventional S-band RF (2–4 GHz). Therefore, it is possible to downsize an electron linear accelerator (linac) with X-band RF. We are planning to use this compact X-band electron linac as a source of γ-rays for production of medical radionuclides, with emphasis on Mo-99/Tc-99m via Mo-100(γ,n)Mo-99. In addition, because there are various channels of photonuclear reactions, we expect that the linac γ-ray source can pave the way for active utilization of novel radionuclides in biological research.

2. Basic design of an X-band electron linac

Fig. 1 describes an X-band linac with electron beams of 35 MeV and 11.2 kW. Two 6 MW klystrons supply X-band RF into four acceleration tubes. Standing wave acceleration and side-coupled cavities were adopted.

Using such high frequency of X-band RF and having high beam power are mutually contradictory. To overcome this conflict, we are optimizing parameters of linac components based on computer simulations of electrodynamics.

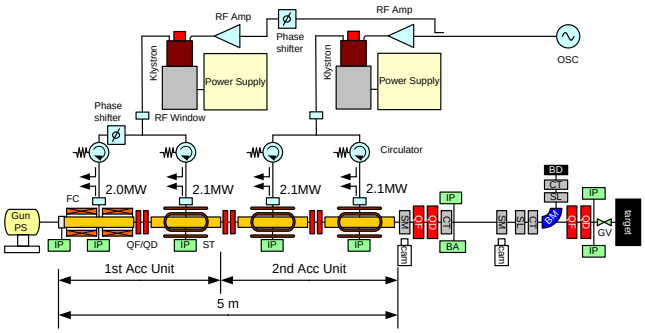


Fig. 1 An electron linac with beams of 35 MeV and 11.2 kW.

3. Numerical analysis

Fundamental parameters of the linac components were calculated with Superfish and General Particle Tracer (GPT). We figured out that electron beams of 160 mA can be loaded when the beam energy is to be 35 MeV. **Table 1** summarizes some of the calculation results.

Table 1 Simulation results of the designed X-band e⁻ linac

Electron beam	
Peak energy	35 [MeV]
Average current	0.32 [mA]
Average power	11.2 [kW]
Klystron ※ Model: *Toshiba E37113*	
Frequency	X-band (11.424 GHz)
Peak power	6 [MW]
Pulse	5 [μs] and 400 [pps]
Duty factor	0.002
Number of klystrons	2
Acceleration tube	
Acceleration type	・Standing waves ・Side-coupled cavities
Total length	5 [m]
Number of acceleration tubes	4

4. Discussion

Enriching the proportion of Mo-100 from 9.63% to over 95% in a given sample can increase the production yield of Mo-99, but requires great expense. Therefore, use of natural Mo in place of enriched Mo-100 as a target material was investigated. It was found that byproduct nuclides such as Nb-92m are also produced, as a function of beam energy, from a target of natural Mo due to the existence of isotopes of Mo other than Mo-100.

What is hence critical to the current step of our research is to find optimum beam parameters that produce a minimum amount of impurity nuclides and can tolerate the high frequency of X-band RF.

名古屋大学における加速器 BNCT 用システム開発 Ⅲ

Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University 3

*瓜谷 章，校條 洋輔，渡辺 賢一，山崎 淳
広田 克也，北口 雅暁，清水 裕彦，市川 豪，鬼柳 善明，土田 一輝
名古屋大学

名古屋大学ではダイナミトロン加速器とリチウムターゲットを用いた BNCT 用中性子源の開発を行っている。本計画の概要、加速器のコミッショニング状況、計算による減速体の最適化等について報告する。

キーワード：BNCT、加速器、減速体、熱外中性子、加速器、ダイナミトロン、陽子、リチウム

1. 緒言　ホウ素中性子捕捉療法（以下 BNCT）は、京大原子炉実験所等で治療症例が重ねられ、その有効性が認められ、近年は世界各地で治療施設が要望されるに至っている。病院に併設するために、核反応により中性子を発生させる加速器 BNCT システムの開発研究が世界各国で進められている。名古屋大学では、2013 年に BNCT 用中性子源の開発を開始した。本報告では加速器のコミッショニング状況と、核反応生成中性子を熱外中性子に減速させる減速体（BSA : Beam Shaping Assembly）の最適設計について述べる。

2. 加速器　本システムでは、低い加速エネルギーで中性子を発生させられる ^{7}Li(p, n) ^{7}Be 反応を採用する。^{7}Li(p, n) ^{7}Be 反応は、発生中性子エネルギーが比較的低いために、BSA をコンパクトにできること等の利点がある。採用した IBA 社製のダイナミトロン静電加速器は、2.8 MeV、15 mA の陽子ビームを発生させることができる。昨年 8 月から設置、コミッショニングを行っており、これまでに SF_6 の加圧充填、2.8 MV までの昇圧、加速は伴わないものの ECR イオン源からの 11 mA の陽子電流の引き出しを実現している。

3. 中性子減速体　PHITS コードを用いて BSA に関する検討を行った。BSA の基本構成を図 1 に示す。PHITS コードの中性子線源は、LIYIELD コード[1]を用いて計算し、Li 薄膜に 2.8 MeV の陽子ビームを入射した際に発生する中性子エネルギー・角度分布を用いた。前報では、減速材としては MgF_2 が最適であることを示したが、今回は各コンポーネントの配置、大きさ、厚さ等の最適化を行った。詳細については口頭にて発表する。これまでに得られた評価結果を IAEA の推奨値[2]とともに表 1 に示す。

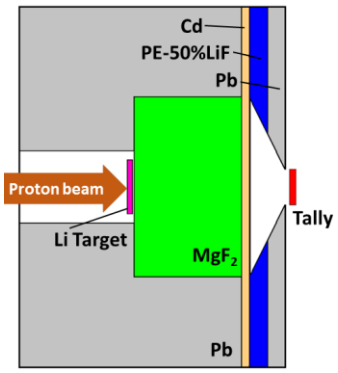


図 1　BSA の断面図の一例

表 1　計算による評価値と IAEA による推奨値

評価項目	設計値	推奨値
熱外中性子束　N_{epi} [×10^{9} n/cm^{2}/s]	1.8	≧1
高速中性子混入率　D_f [×10^{-13} Gy・cm^{2}]	2.0	≦2
γ 線混入率　D_g [×10^{-13} Gy・cm^{2}]	1.6	≦2
熱中性子比　$N_{t/e}$	0.05	≦0.05
Current/Flux 比　C/F	0.7	≧0.7

参考文献　[1] C. L. Lee, X.-L. Zhou, AIP Conf. Proc., **475**, (1999) 227-230.
[2] IAEA-TECDOC-1223 "*Current states of neutron capture therapy*", IAEA (2001).

* Akira Uritani, Yosuke Menjo, Kenichi Watanabe, Atsushi Yamazaki, Katsuya Hirota, Masaaki Kitaguchi, Hirohiko Shimizu, Go Ichikawa, Yoshiaki Kiyanagi and Kazuki Tsuchida / Nagoya Univ.

Tc-99m の代替としての Tc-96 核診断薬の提案

Proposal of Tc-96 based nuclear medicines in diagnostic scan instead of Tc-99m

*早川 岳人[1]，初川 雄一[1]
[1]原子力研究開発機構

医療用 RI の Tc-99m の代替として、Tc-94m、Tc-94g、Tc-95m、Tc-95g、Tc-96 を用いることを検討した。同じ量の同位体を体内に投入した場合の体外における Tc-99m に対する相対ガンマ線強度を計算した。また、必要な Tc 同位体を生成するために加速器の数を検討した。

キーワード：医療用 RI、Tc-99m

1. 緒言

半減期が 6 時間の Tc-99m は医療用 RI として広く使われている。現在、世界で 1 日に約 70,000 人に投与されている。その理由として、Tc-99m を用いた薬剤は 30 種類以上開発されており柔軟性が高い点と、Tc-99m は半減期が 2.7 日の Mo-99 が ^{99}Mo/^{99m}Tc 生成装置の形態で病院に配布され、病院では Tc-99m を最大 2 週間病院内で生産できるという利便性を持つためと考えられる。従来、原子炉において高濃縮ウランを試料として中性子放射による核分裂によって Mo-99 は生成されている。しかし、高濃縮ウランを用いるため保障措置の観点からは望ましくなく、高濃縮ウランを用いない製造方法が研究されている[1]。

その中で、加速器によって生成された中性子やガンマ線を照射する方法が研究されているが、核分裂で生成した場合には、Mo 中の Mo-99 の割合が核分裂の場合と比較して何桁も低いため、現在の ^{99}Mo/^{99m}Tc 生成装置の形態では配布できない。Tc-99m を直接供給する必要があり、半径 400km 程度のエリア毎に施設を作る必要がある[2]。

3. 提案システム

我々は、近年急速に発達した PET 薬剤製造用のサイクロトロンを用いて、数十時間から数日の半減期の Tc 同位体を生成して、検査に用いることを提案する。半減期が十分長いため、海外にも供給可能である。既存の Tc-99m のために開発された薬剤は全て利用可能である。

3. 議論

同じ量の Tc 同位体が体内に投与された場合の体外におけるγ線の Tc-99m に対する相対強度を計算した。強度は、崩壊率、対象となるアイソマー（基底状態）の存在比率、製造からの減衰、γ線のマルチプリシティー、体内からの透過率に比例する。また、製造に必要なサイクロトロンの数を試算した。

3. 結果

同じ原子数が投与された場合、Tc-95g と Tc-96 は Tc-99m に対して、0.7 と 0.63 の相対強度があり、有効であることが分かった。

参考文献

[1] "The Supply of Medical Radioisotopes Review of Potential Molybdenum-99/Technetium-99m Production Technologies", Nuclear Energy Agency, 2010.

[2] R. Van Noorden, Nature, 504, 202-204, (2013).

---

*Takehito Hayakawa[1] and Yuichi Hatsukawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

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

[3O01-05] nuclear transmutation 3

Chair: Jun Nishiyama (Tokyo Tech)

Mon. Mar 28, 2016 9:30 AM - 10:55 AM Room O (Lecture Rooms C C201)

[3O01] Effect of fast reactor fuel cycle strategies on TRU material balance and non-proliferation features (1)Strategies for rapid conversion of separated Pu to spent fuel form

＊Rie Fujioka[1], Hiroshi Sagara[1], Chi Han[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

9:30 AM - 9:45 AM

[3O02] Can Thorium Molten-Salt Reactors Extingush Plutonium?

＊Yasuo Hirose[1] （1.none）

9:45 AM - 10:00 AM

[3O03] Feasibility and Use of Fluoride Molten Salt Fast Breeder Reactor

＊koshi mitachi[1], Yasuo Hirose[1], Yoichiro Shimazu[2] （1.non, 2.university of Fukui）

10:00 AM - 10:15 AM

[3O04] Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR Fuel

＊shungo SAKURAI[1], kenichi YOSHIOKA[1], rei KIMURA[1], kouji HIRAIWA[1] （1.TOSHIBA Corporation）

10:15 AM - 10:30 AM

[3O05] Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR Fuel

＊Rei Kimura[1], Shungo Sakurai[1], Kenichi Yoshioka[1], Kouji Hiraiwa[1] （1.Toshiba）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

高速炉サイクルシナリオによる TRU 物質収支と核不拡散性への影響に関する研究
（1）分離 Pu の照射 Pu への迅速な転換シナリオ

Effect of fast reactor fuel cycle strategies on TRU material balance and non-proliferation features

(1) Strategies for rapid conversion of separated Pu to spent fuel form

*藤岡 里英，相楽 洋，韓 治暎

東京工業大学

本発表では Pu 管理の視点から、分離 Pu の地上保管や高速炉及び軽水炉での照射を行う 3 つの燃料管理シナリオについて、物質収支と核不拡散性の評価結果を報告する。

キーワード：高速炉、分離 Pu、TRU 物質収支、核不拡散性

1. 緒言　日本においては Pu バランスと高レベル放射性廃棄物の処理・処分について現状に即した選択肢の提示が社会的に求められている。本研究では日本保有の分離 Pu47.8t (2014 年末)の管理の視点から日本が取り得る Pu 燃料管理シナリオを策定し、炉心燃焼特性および物質収支解析から高速炉の取りうる役割を明らかにする。さらに迅速な照射 Pu への転換の目標に最適な炉心仕様を示し、シナリオについて物質収支と核不拡散性上の特性を定量的に明らかにする。

2. 研究手法　Pu 燃料管理シナリオとして(1)高速炉での分離 Pu の照射 Pu への転換、(2)軽水炉での分離 Pu の照射 Pu への転換、(3) 分離 Pu の地上保管を抽出した(図 1)。(1)において実証炉クラスの高速炉(ナトリウム冷却大型 MOX 燃料炉心)[1]を基本炉心とし、システム・計算コードは SLAROM-UF-2010, JOINT-FR, CITATION を、断面積ライブラリには JENDL4.0 に基づいた UFLIB4.0 を使用した[2,3]。まず分離 Pu を迅速な照射 Pu へ転換が可能な Pu 装荷量が最大となる高速炉炉心仕様を考えるため、炉心燃料やブランケット燃料の仕様による炉心燃焼特性及び物質収支の感度解析を行った。さらにボイド係数や余剰反応度などの安全性及び制御性を担保しつつ、Pu 富化度分布の調整により Pu 装荷量を最大化するように炉心仕様の最適化を行った。シナリオ間の物質収支及び核不拡散性評価では新燃料及び使用済燃料を比較対象とした。

3. 結果・考察　Pu 装荷量を増大させるために出力密度が低い炉心外周部の Pu 富化度をピーキング係数が基本炉心程度の範囲内で平均 Pu 富化度を 19.6wt.%から 23.8wt.%まで上げた。これに従い余剰反応度は上昇したが、今回想定した長期保管され ^{241}Am の多い分離 Pu を用いた MOX 燃料を使用することで初期余剰反応度が基本炉心程度に抑えられることが分かった。ただし ^{241}Am が増加した燃料を使用することにより、ボイド係数等の安全性を悪化させたが、ブランケット燃料を SS 反射体等に置換することにより、基本炉心よりもボイド係数を 17%程度低下させることができた。これらにより Pu 装荷量を 14.1t から 17.2t に最大化できる最適な炉心仕様を示した。

物質収支評価においては分離 Pu47.8t の照射 Pu への変換処理能力を比較すると、実効的なサイクル期間を考慮し高速炉 1 基では 19.5 年で処理できるのに対して、軽水炉 5 基で同程度の能力であった(図 2)。またシナリオ(1)(2)においては、保障措置上の直接利用物質であり物理的防護上のカテゴリー I に分類される最重要管理対象の分離 Pu を、既に多く存在する使用済燃料と同程度の照射済直接利用物質でありカテゴリー II に転換することで、分離 Pu をゼロにする可能性を示した。

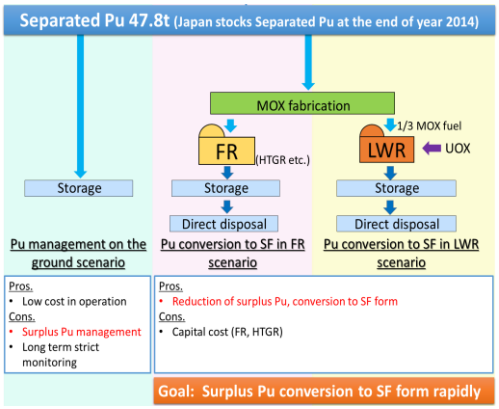


図 1 余剰 Pu に着目した燃料管理シナリオ

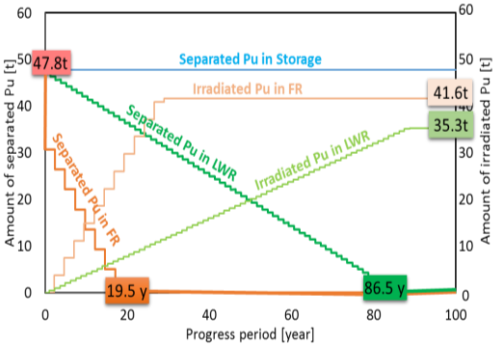


図 2 分離 Pu 残量と照射 Pu 生成量推移のシナリオ間比較（原子炉 1 基当り）

参考文献 [1]永沼他, JNC-TN9400 2005-051 (2005) [2]Hazama, et al., JAEA Review 2009-003 (2009) [3]中川他, JAERI-M 83-066 (1983)

*Rie Fujioka, Hiroshi Sagara and Chi Young Han
Tokyo Institute of Technology

トリウム溶融塩炉はプルトニウムを消滅できるか？

Can Thorium Molten-Salt Reactors Extinguish Plutonium?

*廣瀬保男 [1]

トリウム溶融塩でプルトニウムや超ウラン元素を燃焼しようとする試みが市民にもてはやされているが、①核物質三フッ化物の溶解度、②超ウラン元素核分裂に伴う化学反応、③核物質の供給方法などの技術的・制度的観点で、期待されるように消滅できないことを説明する。

キーワード：溶融塩炉、トリウム溶融塩炉、プルトニウム消滅

1. 緒言

トリウム溶融塩増殖炉（MSBR）は Th を燃料資源とする方法として ORNL で開発され、経済的理由で高濃縮 U の代わりに民生用 Pu で始動する条件が検討された。その後 Th - ^{233}U サイクルが超ウラン元素を生成しないことから Pu 燃焼に転用する意図が生まれたが、技術的な裏付けに乏しいことが見過ごされている。

2. 検討結果

2.1 超ウラン元素三フッ化物の溶解度

溶融塩炉の安全性を担保するための本来の設計基準は、Pu で立ち上げる場合を含めて燃料塩が共融混合物であり（MSBR の場合に 500℃）、全成分が共融点で固化することを条件にして凝固弁と抜出しタンクを設置している。しかし、MSBR 開発停止後、Th 溶融塩炉で Pu を燃焼して ^{233}U を作る ORNL の思い付き [1] を含めて、Pu の溶解を確保するため炉心入口温度から少し低い温度（その後 50℃で常態化）で PuF_3 だけが固化しなければよいものと解釈し、それでも凝固弁と抜出タンクで安全性を担保できると誤解され [2]、無批判に模倣されている傾向がある。

2.2 超ウラン元素三フッ化物の核分裂に伴う化学変化

UF_4 の核分裂が燃料塩を酸化性にする（0.8 個の遊離フッ素を生成する）ことは核分裂生成物の収率と化学的挙動から想定された通りに溶融塩実験炉（MSRE）の運転で確認され、UF_3 を経た不均化反応による金属 U の生成がなく、UF_4/UF_3 を酸化還元緩衝対とし、燃料塩に金属 Be を溶解して濃度比を管理できることで溶融塩炉の成立性が確認できた。一方、PuF_3 の核分裂は当時の核分裂生成物収率情報が不完全で単に結合フッ素数が少ないことから燃料塩を還元性にするものと予断された [3]。PuF_3 の核分裂寄与が 1%にも満たない MSRE の運転では確認する術がなかったにも係わらず PuF_3 は不均化反応を起こさないことから事実確認は看過された [4]。著者らは PuF_3 の核分裂でも燃料塩を酸化性にすることを予想し [5]、理論的にも中性子エネルギーに係わらず約 0.6 個の遊離フッ素を発生することが推定された [6]。

2.3 超ウラン元素三フッ化物の装荷に係る技術と制度

溶融塩炉は核分裂物質を必要に応じて装荷できるということが好ましい機能であると誤解されている。それは核分裂性 UF_4 の装荷に係る特徴であって、UF_4 固体あるいは LiF-UF_4 共融混合物として MSRE で実績がある。しかし、Pu を MSRE に追装荷する場合には 30g-Pu バッチの PuF_3 粉末を燃料塩ポンプ室内で溶解するために 3 時間を要している。LiF-PuF_3 共融混合物は液相温度（743℃）が炉心温度より高い。さらに、決定的なことは、少なくともわが国では分離プルトニウムの化合物を供給できる制度のないことが無視されている。

2.4 UF_6 揮発分離法への過信

UF_6 揮発分離法は MSRE で Pu-0.56kg を含む 4,730kg の燃料塩から 218kg の U を、4,200kg の洗浄塩から 6.5kg の U を回収したが、F_2 利用率は 49%と 7%であった。処理中に発生する腐食生成物のうち揮発する Mo は 6.04kg と 0.99kg であったが、溶出する Ni、Fe、Cr は 7.85kg と 3.6kg であり、H_2 吹込み（効率 2%）だけで還元除去できず、金属 Zr 箔添加（1～5kg）が必要であった [7]。F_2 吹き込みで多量の Pu が PuF_4 となっている系で腐食生成物を除去し、PuF_3 を含んだ燃料塩を再生するための処置を考慮しなければならない。

2.5 超ウラン元素燃焼炉の概念例

CNRS を中心に EURATOM が開発する TRU 始動 Th 溶融塩高速増殖炉（MSFR）は最近の設計見直しで燃料塩の共融点（584℃）において溶解できるように TRU 量を低減し、UF_4/UF_3 緩衝対で酸化還元電位を管理する目的で初期の TRU 核変換効率を大幅に犠牲にしても燃料塩に濃縮ウランを添加することにした [8]。

熱中性子炉の FUJI-Pu は Pu を追装荷しながら燃焼し 900 日毎に残った TRU から ^{233}U を分離回収するが、酸化還元緩衝対がなく、必要な Be 溶解量が多い。転換量は大きいが、Pu 核転換率は 30%に満たない [9]。

3. 結論

(1) TRU を生成しないことを拠り所とする TRU 燃焼用トリウム溶融塩炉は技術的・制度的に未成熟であり、Pu はおろか TRU を消滅するというに値しない。トリウム溶融塩炉は本来のトリウム資源活用に利用したほうがよい。

(2) 軽水炉の運転で生成する TRU 全量を U-Pu 溶融塩高速増殖炉 [10]に閉じ込めて核拡散を不可能にし、減損（回収）ウランを消費して核のゴミとエネルギー確保問題を解決し、温暖化ガス発生の抑制に役立てるべきである。

参考文献：[1] Engel, et al., ORNL-TM-6415 (1979), [2] 日本原子力学会編、溶融塩増殖炉（1981）, [3] Tohma, ORNL-TM-2256 (1959), [4] Toth, et al., ADTTA (1994), [5] Hirose, et al., GLOBAL'01, [6] 島津他, 2015 秋の大会 B-20, [7] ORNL-TM-2578 (1969), [8] EVOL final report (2015), [9] Yoshioka, et al., TEAC 2010, [10] 廣瀬他, 2015 春の年会 K-38.

*Yasuo Hirose[1]
[1]Retired.

弗化物溶融塩高速増殖炉の成立性と効用
(vi) 分離プルトニウムの大間 MOX-ABWR と MSFBR によるハイブリッド利用

Feasibility and Use of Fluoride Molten Salt Fast Breeder Reactor
(vi) Hybrid Utilization of Plutonium in the Ohma MOX-ABWR and MSFBR

*三田地 紘史[1]，廣瀬 保男[1]，島津 洋一郎[2]
[1]なし，　[2]福井大学

分離プルトニウムを利用するプルサーマル炉の下流に弗化物熔融塩増殖炉を配置し、プルサーマル炉が排出する使用済燃料中の超ウラン元素を有効に利用し、減損ウランを消費し尽くす方策を検討する。

キーワード：溶融塩炉，弗化物塩，超ウラン元素，プルトニウム増殖，高速中性子炉，減損ウラン

1. 緒言

我が国が保有する分離プルトニウム（Pu）の内 36.3 トンが英仏両国に保管されており、今後運転開始する国内再処理分を含めてプルサーマル燃料に加工して利用することになっており、大間原子力発電所は大きな役割を担うと期待される。しかし、MOX 燃料は現行の湿式法で再処理できないための議論があり、国民の理解が進んでいない。本研究では、プルサーマル専用改良型沸騰水型原子炉（MOX-ABWR）の下流にブランケットのない弗化物溶融塩高速増殖炉（MSFBR）を配置して、早急に分離 Pu の消費を MOX-ABWR で実現し、次に MOX 使用済燃料に専用の弗化物揮発法と酸化物選択沈殿法を組合せた乾式再処理法[1)]を適用して得られるウラン（U）・超ウラン元素（TRU）混合物で 下流に配置した MSFBR を起ち上げ、減損ウラン（U）を消費するハイブリッド利用を提案する。

2. MOX 燃料装荷の沸騰水型原子炉

大間原子力発電所所で建設が進む 出力 1.383GWe（3.926GWth）の全炉心 MOX 燃料装荷の MOX-ABWR について、原子炉設置申請書[2)]と安藤・高野の計算[3)]に基づき炉心性能を想定した。燃料集合体の取出し燃焼度を 33GWD/t とし稼働率 0.89 の平衡炉心を想定すれば、1 年あたりに投入すべき燃料は 38.65 トンとなり、このうちプルトニウム（Pu）は 1.8 トンとなる。従って海外保管分離 Pu 36.3 トンは大間 MOX-ABWR 平衡炉心の投入燃料 20 年分（=36.3/1.8）に相当する。一方 取出し燃料として、20 年間の合計で 減損 U（Uf/U=0.001）719.4 トンと TRU（MA/Pu=0.092）27.62 トンが核分裂生成物（FP）を含んで排出される。

3. 弗化物溶融塩高速増殖炉

出力 1.5GWe（3.2GWth）の MSFBR を考える。炉心の直径が 3.08m、高さが 2.85m で、外側に厚さ 0.4m の反射材を置く。燃料塩は三弗化物が溶解することを前提とした NaF-KF-UF4-TRUF3 の弗化物混合溶融塩とする。ここで U および TRU は上述の大間 MOX-ABWR の使用済燃料を 5 年冷却した後に得られる減損 U と TRU とする。炉特性の解析には SRAC の PIJ-BURN を用い、核データは JENDLE-3.3 を使用する[4)]。初装荷燃料塩の組成は NaF(0.444)-KF(0.191)-UF4(0.282)-TRUF3(0.083)とし、毎日 21.2ℓの燃料塩（全容積の 1500 分の一）を 1 次系より取出し、U と TRU を酸化物として沈殿させ、FP を含む担体塩を除去してから TRU と U の混合物として補給または引抜き、弗化物として担体塩に溶解したあと、1 次系に戻すことを想定した。これは高レベル廃棄物の潜在的放射毒性が 500 年で減衰するための条件である。

表 1 に運転 40 年間の物量収支を示す。初期炉に U を 71.09 トン装荷し、運転 40 年間に 41.31 トン追加補給する。40 年間に 41.48 トン燃焼して炉内に 70.92 トン残留する。TRU の初装荷量は 21.09 トン、同位体組成変化を補償するため 15 年間に 3.94 トン追加補給する。16 年以降の余剰 TRU 量は 0.74 トンとなり、40 年後の炉内には 23.83 トンの TRU が残留する。40 年後（準平衡炉心）に燃料塩組成は NaF(0.440)-KF(0.189)-UF4(0.278)-TRUF3(0.093)となった。

4. 分離 Pu の MOX-ABWR と MSFBR によるハイブリッド利用

1.383GWe 大間 MOX-ABWR の運転 20 年間に排出される TRU 27.62 トンと減損 U 719.4 トンは海外保管分離 Pu を原料とする MOX-ABWR 燃料に起因する。これ等は 1.5GWe MSFBR が増殖炉になるまでに投入すべき TRU 25.03 トンと減損 U 86.69 トンより多く、いずれ処分が必要となる余剰減損 U 632.7 トンは、一旦 増殖炉となった 1.5GWe MSFBR を 600 年程度（=632.7/1.04）運転できる量に相当する。これは我が国のエネルギー資源確保および軽水炉使用済燃料の蓄積問題解消の観点より極めて有意義である。なお、MSFBR にはブランケットが無く、Pu は常に MA と U との混合物として取扱われるので核拡散抵抗性を向上させ、発電所の搬入物は減損 U のみであり、搬出物は高レベル廃棄物であるため核テロの危険性は低い。

表1　運転40年間の物量収支（U=71ton, 1500efpd）

	初装荷 [ton]	補給 [ton]	投入 [ton]	残留 [ton]	引抜 [ton]
U	71.09	41.31	112.40	70.92	0.00
Pu	19.31	3.61	22.92	21.91	0.68
MA	1.77	0.33	2.10	1.92	0.06
TRU	21.09	3.94	25.03	23.83	0.74

参考文献

[1] Y. Hirose, et al., ANS2015IHLWM#12671 (2015).
[2] 内閣府「大間原子力発電所設置許可申請の概要 (2008).
[3] 安藤，高野，JAERI-Research 99-0004 (1999).
[4] K. Okumura, et al., JAERI-Data/Code 2007-0004 (2007).

*Koshi Mitachi[1], Yasuo Hirose[1] and Yoichiro Shimazu[2]
[1]non,　[2]Fukui Univ.

軽水炉における放射性毒性量最小化の検討
4）：MOX 燃料母材濃縮度等の放射性毒性への影響評価

Study on Minimization of Radiotoxicity of LWR Spent Nuclear Fuel

4) Study on effects to the radioactive toxicity of the enrichment of MOX fuel

*櫻井　俊吾[1]，木村　礼[1]，吉岡　研一[1]，平岩　宏司[1]

[1]（株）東芝

原子力の環境負荷低減を目指し、軽水炉におけるに放射性毒性低減について検討を行っている。本報では、MOX 燃料とウラン燃料を混在させると両者の干渉効果により放射性毒性が変化すること及び MOX 燃料母材のウラン濃縮度の放射性毒性に対する影響を報告する。

キーワード：超ウラン元素　軽水炉　核変換　放射性毒性　MOX 燃料

1. 緒言

TRU 等の発生元となっている軽水炉での使用済み燃料中の長期的な有害度低減の可能性について、既設炉も含め検討する。具体的には炉や燃料の仕様等、燃焼度を最適化することで軽水炉使用済み燃料に含まれる有害度をどこまで低減することができるか検討している[1]。　2015 年秋の大会にて、ウラン燃料の放射性毒性（Sv/GWd）低減法[2]、MOX 燃料の形状を最適化することによる放射性毒性低減法[3]を示した。本報では、MOX 燃料とウラン燃料を混在装荷した場合の放射性毒性への影響及び MOX 燃料母材濃縮度が放射性毒性に与える影響を報告する。

2. 評価方法

9×9 燃料を対象に核計算コードを用い、サイクル燃焼度を 10GWd/t に固定して評価した。MOX 燃料と UO2 燃料の装荷比を変えて両者の干渉が放射性毒性への影響を評価した。MOX 燃料母材濃縮度をパラメータとし、サイクル末期燃焼度での無限増倍率が一致するように Pu 富化度を調整している。

3. 結果と考察

3.1 MOX 燃料と UO2 燃料の混在装荷

図 1 に示すように全ピン MOX 棒集合体（以後、全 MOX）と UO2 燃料を混在装荷すると単独で装荷した場合に比べ使用済み燃料の放射性毒性は低下する。全 MOX と UO2 燃料の混合装荷比が 1 対 3 と 1 対 1 では低下量に差はほとんどない。これは、放射性毒性の低減が UO2 燃料は熱中性子が多く、UO2 燃料から MOX 燃料に熱中性子が流れ込むことによるためである。さらに、全 MOX にくらべ、MOX 燃料棒とウラン燃料棒を集合体内で混在させる部分 MOX は、より放射性毒性を低減出来ることが分かる。これは、ウラン燃料棒から熱中性子が MOX 燃料に効率よく供給されることによる。

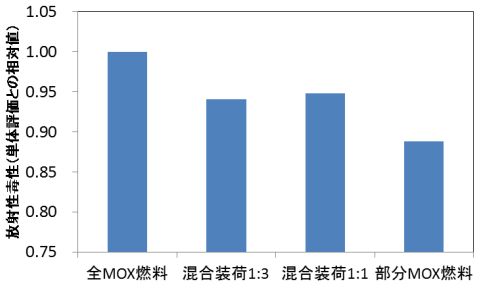


図 1　混在装荷の干渉効果

3.2 MOX 燃料母材濃縮度

MOX 燃料母材濃縮度を高めると発生エネルギ当りの放射性毒性（Sv/GWd）は図 2 に示すように低下する。これは、母材濃縮度を高めることにより、Pu の装荷量が減り、中性子束スペクトルが軟らかくなることにより放射性毒性への寄与が大きい ^{241}Pu が燃焼により減少することと Pu 由来の放射性毒性が減少することによる。

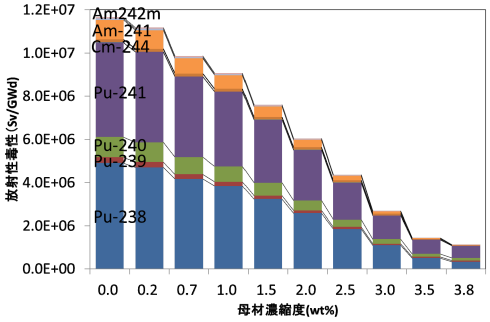


図 2　放射性毒性（Sv/GWd)の母材濃縮度依存性（MOX 燃料）

4. 結言

MOX 燃料、燃料棒の配置や母材中の Pu 量を工夫することなどでスペクトルを柔らかくして放射性毒性の減衰速度を有意に加速できることが分かった。ただし、MOX 燃料の装荷ができるプラント基数を増やすなどが必要。

参考文献

[1] 平岩　他、軽水炉における放射性毒性量最小の検討；1）研究概要、2015 秋の大会 A01
[2] 櫻井　他、軽水炉における放射性毒性量最小の検討；2）高減速と高燃焼度の組合せの最適化検討、2015 秋の大会 A02
[3] 木村　他、軽水炉における放射性毒性量最小の検討；3）自己遮蔽効果低減燃料と核特性評価、2015 秋の大会 A03

*Shungo Sakurai[1], Rei Kimura[1], Kenichi Yoshioka[1] and Kouji Hiraiwa[1]
[1]TOSHIBA Corporation

軽水炉における放射性毒性最小化の検討
５）TRU 組成変化の影響評価

Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR fuel

5) impact estimation of the TRU composition transformation

*木村礼[1]　櫻井俊吾[1]　吉岡研一[1]　平岩宏司[1]

[1]東芝

これまでの研究で超ウラン元素（TRU）の核放射毒性低減に高減速化が有効である事を明らかにしたが，これらに対する TRU 組成の依存性が明らかでない．そこで，TRU 組成が放射性毒性などに与える影響の評価を行った．

キーワード：超ウラン元素　軽水炉　自己遮蔽　核変換　放射性毒性

１．緒言

使用済み燃料には長半減期核種が含まれ，このうち処分後概ね百年以降の潜在的放射性毒性（以後、毒性）は主に超ウラン元素(TRU)に起因する． この TRU の毒性低減の可能性を既設軽水炉も含めて検討し，原子力利用に伴う環境負荷を早期に低減させる事を目指している[1]．これまでの研究で燃料の高減速化が放射性毒性低減に有効である事を明らかにした[2],[3]．将来的な軽水炉サイクルの中では，軽水炉から取出した TRU のみならず，使用済み MOX 燃料の再処理を行って再度炉内へ装荷される TRU など，様々な組成の TRU が使用される可能性がある．この TRU 組成の違いが高減速化を行った際の放射性毒性低減特性などに与える影響は明らかになっていない．そこで本研究では幾つかの TRU 組成について放射性毒性低減特性を評価し，燃料設計へ反映すべき事項を抽出した．

２．解析条件

評価対象は 9x9 燃料とし，通常のペレット径を用いた燃料，細径ペレットを用いた燃料について様々な TRU 組成での取出し 100 年後の放射性毒性に対する高減速効果をモンテカルロ燃焼計算コードにより評価した．又，運転サイクル長さと出力が保存されるように線形反応度モデルに基づき軽水炉取出し TRU の富化度を調整した．比較の為に使用済み MOX 燃料から取出した TRU 組成でも同じ富化度を用いた．

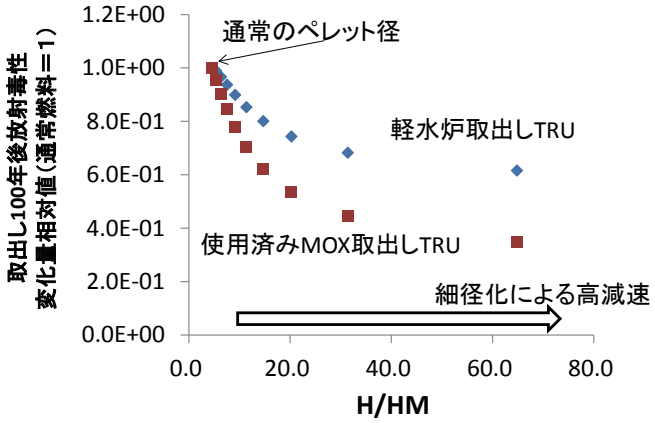


図１：異なる TRU 組成の高減速化が放射性毒性低減特性に与える影響

３．解析結果

図１に複数の TRU 組成での高減速化による毒性変化量の相対値を示す．この結果から，^{239}Pu の少ない劣化した組成（使用済み MOX 取出し TRU）の方が，劣化していない組成（軽水炉取出し TRU）に比べ毒性低減に対する高減速化の感度が高い事が分かった．これは，^{239}Pu など低次の TRU が少ないために ^{241}Pu など毒性の高い TRU の生成項が減少した事が主な要因である．本結果の実設計への反映手法を今後検討する．

参考文献

[1] 平岩　他、軽水炉における放射性毒性量最小の検討；1）研究概要、2015 秋の大会 A01
[2] 櫻井　他、軽水炉における放射性毒性量最小の検討；2）高減速と高燃焼度の組合せの最適化検討、2015 秋の大会 A02
[3] 木村　他、軽水炉における放射性毒性量最小の検討；3）自己遮蔽効果低減燃料と核特性評価、2015 秋の大会 A03

*Rei Kimura[1], Shungo Sakurai[1] Kenichi Yoshioka and Kouji Hiraiwa[1]

[1]Toshiba.

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

[3O06-09] nuclear transmutation 4

Chair: Rei Kimura (Toshiba)

Mon. Mar 28, 2016 10:55 AM - 12:00 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[3O06] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

＊Junichi Miwa[1], Tetsushi Hino[1], Takeshi Mitsuyasu[1], Michitaka Ono[1], Masaya Ootsuka[1], Kumiaki Moriya[2] （1.Hitachi, Ltd., 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.）

10:55 AM - 11:10 AM

[3O07] Study on new transmutation method of LLFP using heavy water reactor and cold neutron

＊Naoyuki Takaki[1], Makoto Takahashi[2], Toshio Wakabayashi[2], Toshiaki Tachi[3], Takumi Iida[1] （1.Tokyo City Univ., 2.Tohoku Univ., 3.JAEA）

11:10 AM - 11:25 AM

[3O08] Study on new transmutation method of LLFP using heavy water reactor and cold neutron

＊Takumi Iida[1], Naoyuki Takaki[1], Makoto Takahashi[2], Toshio Wakabayashi[2], Yoshiaki Tachi[3] （1.Tokyo City Univ., 2.Tohoku Univ., 3.JAEA）

11:25 AM - 11:40 AM

[3O09] Study on new transmutation method of LLFP using heavy water reactor and cold neutron

＊Yoshiaki Tachi[1], Naoyuki Takaki[2], Takumi Iida[2], Toshio Wakabayashi[3] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Tokyo City University, 3.Tohoku University）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

長寿命超ウラン元素を燃焼可能な軽水炉 RBWR の開発
(10) 熱的余裕を増加した炉心設計

Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

(10) Core Design to Increase Thermal Margin

*三輪 順一[1], 日野 哲士[1], 光安 岳[1], 小野 道隆[1], 大塚 雅哉[1], 守屋 公三明[2]

[1]日立研開, [2]日立 GE

長寿命超ウラン元素を燃焼可能な沸騰水型軽水炉 RBWR において、稠密燃料格子燃料に対する限界出力評価の不確定性を考慮し、熱的余裕を増加した炉心設計を実施した。炉心流量を増加させるとともに、軸方向出力分布や燃料集合体内の局所出力ピーキングを低減することで、超ウラン元素の燃焼特性を大きく変えることなく、熱的余裕を増加できる見通しを得た。

キーワード：沸騰水型軽水炉、TRU 燃焼、限界出力、稠密格子

1. 緒言 超ウラン元素(TRU)を燃焼可能な沸騰水型軽水炉 RBWR（資源再利用型 BWR: Resource-renewable BWR）を開発している。現行の軽水炉 BWR/PWR と併用しながら、BWR/PWR および自分自身の使用済燃料に含まれる TRU を多重リサイクルすることで、高レベル廃棄物への TRU の移行を抑制できる TRU 燃焼サイクルの実現をめざすものである[1)]。稠密燃料格子燃料を採用した RBWR について限界出力評価の不確定性[2)]を考慮し、炉心流量を増加し熱的余裕を増加した炉心仕様と炉心特性を報告する。

2. 炉心構成 RBWR 燃料集合体を図 1 に示す。ボイド反応度係数を負にするため、炉心の上下に中性子吸収材を配置している。炉心流量が減り炉心上部のボイド率が増加すると、炉心上部からの中性子漏洩量が増え、炉心上部の中性子吸収材による吸収量が増加する。一方、炉心下部のサブクール領域ではボイド率は変化しないが、沸騰領域でのボイド率変化により下部燃料の出力が増加するため(図 2)、炉心下部への中性子漏洩量が増加する。このため、炉心下部に設置した中性子吸収材による中性子吸収量も増加する。一般的に、中性子吸収材量を増やすことで、吸収量の増加も大きくなり、ボイド反応度係数はより負となるが、通常時の中性子経済性も悪化する。また、ボイド率の変化が伴う炉心上部の方が、中性子漏洩量の変化が相対的に大きく、中性子吸収材による吸収量の変化も大きくなるため、上部燃料の相対出力を大きくした方がボイド反応度係数はより負となるが、熱的余裕の観点から上部と下部の出力バランスを考慮する必要がある。

3. 炉心特性 表 1 に炉心流量を増加した場合の炉心特性変化を示す。炉心流量を増加し冷却水ボイド率が減少すると、多重リサイクル中に核分裂性 Pu 割合が減少するため、TRU の富化度を増加して臨界を維持する必要がある。一方、TRU 富化度を増加するとボイド反応度係数が正側に大きくなる。しかし、2.で述べたように、中性子吸収材の量と上下部燃料の出力バランスを最適化することで、TRU 燃焼特性を大きく変えることなく、負のボイド反応度係数を確保できる見通しを得た。

4. 結論 炉心流量を増加して熱的余裕を増加し、TRU 富化度を増やして臨界を維持しつつ、ボイド反応度係数負を確保できることを確認した。

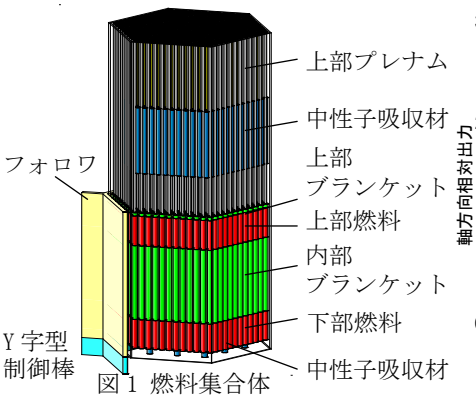


図 1 燃料集合体

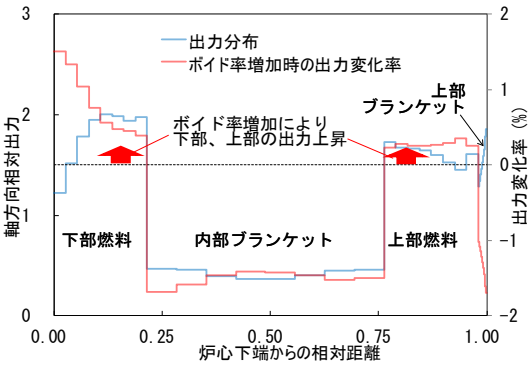


図 2 軸方向相対出力とボイド率増加時の変化率

表 1 炉心特性変化

炉心流量比	1.4
最小限界出力比	+0.36
TRU富化度増加量	+5wt%
ボイド反応度係数	負
TRU燃焼量変化量	+7%

参考文献

[1] T. Hino et. al., ICAPP2015, Paper 15502, (2015)、[2]日野他、2015 秋の大会 A04

*Junichi Miwa[1], Tetsushi Hino[1], Takeshi Mitsuyasu[1], Michitaka Ono[1], Masaya Ootsuka[1] and Kumiaki Moriya[2]
[1]Hitachi, Ltd. , [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

重水炉と冷中性子を用いた LLFP の新しい核変換法の研究

(1) 研究意図

Study on new transmutation method of LLFP using heavy water reactor and cold neutron

(1) Intention

*高木 直行[1]，飯田 拓海[1]，高橋 信[2]，若林 利男[2]，舘 義昭[3]
[1]東京都市大学，[2]東北大学，[3]原子力機構

長半減期核分裂生成物の内、核変換が困難とされる Se-79、Zr-93、Pd-107 及び Cs-135 を対象とした新たな核変換法として、重水炉と冷中性子を活用した核変換法ついての研究を開始した。

キーワード：核変換、LLFP、重水炉、冷中性子、重水氷

1. 研究の背景

内閣府革新的研究開発推進プログラムである ImPACT (Impulsing Paradigm Change through Disruptive Technologies Program)は、「高レベル放射性廃棄物(HLW)の処理・処分の後世代への負担を軽減するとともに、回収した白金族やレアメタル等を資源利用することにより海外市場に左右されない供給源を確保する」ことを目的としている。この前半部の目的として、HLW に含まれる長寿命核分裂生成物(LLFP)を分離回収し、短寿命核種もしくは安定核種に核変換することが掲げられており、LLFP の中でも中性子吸収による核変換が困難とされる Se-79、Zr-93、Pd-107 及び Cs-135 が対象核種として設定されている。

本研究は、ImPACT として 5 つあるプロジェクトの PJ2「核反応データ取得&新核反応制御法」の内の一つであり、従来の原子炉を用いた核変換法に新たな革新技術を組み合わせることで、変換効率の向上を狙うものである。

2. 研究意図と重水炉を用いた冷中性子核変換の基本概念

原子力発電所から生じた放射性廃棄物を核変換処理するために費やすエネルギー量は、発電された電気の極一部に留めることが、エネルギー収支及び原子力発電の経済性確保の観点で前提条件となる。よって本研究では、原子炉の核分裂連鎖反応を活用した、優れたエネルギー収支を持つ新しい核変換法を追求する。

1GWe 級軽水炉一基から生成される対象 LLFP 同位体は年間に約 40kg、元素総量では 200kg 以上となる。複数基の軽水炉で生成される LLFP を少数基の核変換用原子炉で変換処理するには、核変換率(%/year)のみならず核変換量(kg/year)を同時に大きくし（核変換用原子炉自身からの LLFP 生成量を考慮した上で）軽水炉何基分の LLFP の変換が可能かを示す SF(Support factor)を>>1 とする必要がある。

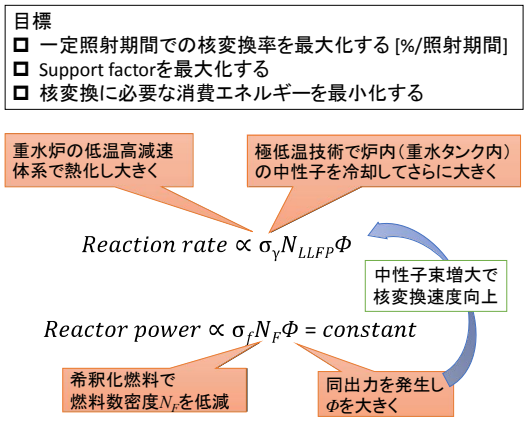


図1 重水炉＋冷中性子核変換法の基本的考え方

これらの条件を満足する可能性があり、かつ技術的に確立している炉型として CANDU 炉(CANDU-6, 2083MWt)を選定した。CANDU-6 では核熱を除熱する圧力管(380 本)が重水タンク内を貫通しているが、その間には断熱層があるため、タンク内の大量の重水の温度は出力運転時でも 70℃程度と低温である。この圧力管の数本を液体 He で冷却する重水氷 LLFP ターゲットに置き換え、炉内に~20K 程度の極低温環境をつくり、冷中性子を発生させる。中性子捕獲断面積は一般に $1/E^{1/2}$ 則に従うため、例えば 300K→3K へ極低温化すると断面積は 10 倍となることが期待される。

同時に、炉心仕様に大きな変更を加えることなく中性子束を増大させる方策として、核分裂出力を一定としながら fissile 核種の平均数密度を低減した希釈燃料を採用した。軽水炉等の原子炉で fissile 密度（インベントリ）の小さい希釈燃料を使用すると、反応度低下やサイクル長の大幅短縮を導くが、前者に対しては高減速化、後者は CANDU 炉で通常に行われているオンライン燃料バンドル交換で対応することを想定した。本研究の基本概念を図 1 に示す。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム ImPACT により、科学技術振興機構を通して委託されたものである。

*Takumi Iida[1], Naoyuki Takaki[1], Makoto Takahashi[2] , Toshio Wakabayashi[2] , Yoshiaki Tachi[3]
[1]Tokyo City Univ., [2]Tohoku Univ. , [3]JAEA

重水炉と冷中性子を用いた LLFP の新しい核変換法の研究

(2) LLFP 装荷 CANDU 炉設計

Study on new transmutation method of LLFP using heavy water reactor and cold neutron

(2) Design of CANDU reactor loaded with LLFP

*飯田 拓海[1], 高木 直行[1], 高橋 信[2], 若林 利男[2], 舘 義昭[3]

[1]東京都市大学, [2]東北大学, [3]原子力機構

LLFP の中でも核変換が困難とされる Se-79、Zr-93、Pd-107 及び Cs-135 について、LLFP 照射ターゲットの炉内装荷形態、原子炉の燃料組成、中性子減速域の温度等をパラメータとして、効率的な核変換手法の検討を行った。

キーワード：核変換、LLFP、重水炉、冷中性子、重水氷

1. はじめに

中性子捕獲反応を用いた核変換における変換率の向上には、①中性子エネルギーの低減、②中性子束レベルの増大が有効である。そこで本研究では、核変換率のさらなる向上のため、以下の方法を検討した。

① CANDU 炉の一部の圧力管チャンネル内を極低温の重水氷に覆われた LLFP 円環ターゲットに置換し、約 20K まで中性子温度を下げることで反応断面積の増大を図る。

② ペレット燃料を被覆粒子燃料に置換え燃料を希釈し、原子炉出力一定として中性子束レベルの増大を図る。

2. 解析方法

本研究では、CANDU-6 の炉心仕様(図 1)[1]をベースとし、連続エネルギーモンテカルロ法による全炉心解析によって核変換率を評価した。解析には MVP-2.0 を、核データライブラリには JENDL-4.0 を用いた[2]。LLFP ターゲット領域の冷却の有無、ターゲット形状や、燃料形態（ペレット燃料、希釈被覆粒子燃料）をパラメータとし、必要な変換量を確保しつつ、高い変換率を達成する核変換法を検討した。

年間 800tonHM の処理能力をもつ六ヶ所再処理工場から生じる変換対象 LLFP 元素量は、Se 60kg、Zr 3.8ton、Pd 1.6ton、Cs 2.8ton 程度と膨大であるため、元素毎に CANDU 炉 1 基を利用して変換することを想定した。なお、Zr と Pd については、初装荷時のみレーザー同位体濃縮技術による偶奇分離を適用し、変換対象核を含む奇数質量同位体のみを装荷するものとした。LLFP の装荷体系を図 1（右）に示す。380 本ある燃料圧力管の内、32 本を極低温 LLFP ターゲットに置き換え、(燃料長 576cm に対し中性子束の低い炉心端部を除いた）長さ 495cm の LLFP 円環ターゲットを 25cmΦの重水氷内に配置した。

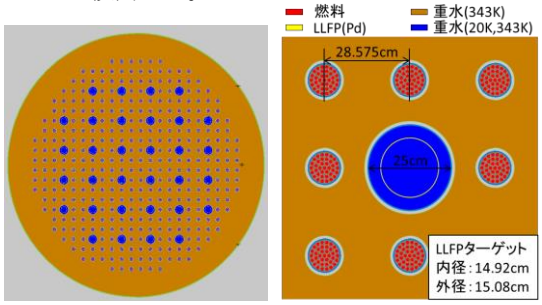


図 1. CANDU 炉心と LLFP ターゲット(Pd)の体系図

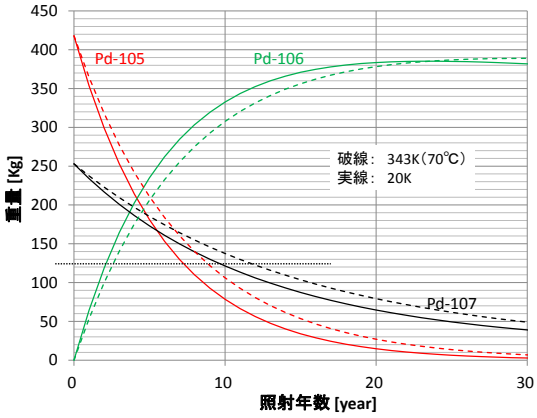


図 2. 冷中性子化による Pd-107 核変換の加速

3. 結果

燃料を通常のペレットから被覆粒子型の希釈化燃料に変更することにより、LLFP ターゲット領域の冷中性子束レベルは約 2 倍に増大した。重水氷で冷却したターゲット内での Pd-107 核変換の様子を図 2 に示す。冷中性子化により、Pd-107 の捕獲断面積は、重水タンク温度 70℃での 6.6 barn から 12.9 barn へ増大し、変換速度は約 1.2 倍に加速され、約 10 年で Pd-107 を半減処理できる結果を得た。その他の LLFP についてもほぼ同様の傾向が観測された。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム ImPACT により、科学技術振興機構 を通して委託されたものである。

参考文献

[1] M. Ovanes, et al.: “Enhanced CANDU 6: Reactor Core Design & Fuel Cycle Flexibility” SIEN (2011)

[2] 長家康展, 奥村啓介, 森貴正, 中川正幸, 「MVP/GMVP Version2 連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード」, 日本原子力研究開発機構, (2006)

*Takumi Iida[1], Naoyuki Takaki[1], Makoto Takahashi[2], Toshio Wakabayashi[2], Yoshiaki Tachi[3]

[1]Tokyo City Univ., [2]Tohoku Univ., [3]JAEA

重水炉と冷中性子を用いたLLFPの新しい核変換法の研究
（3）冷中性子生成装置の設計検討

Study on new transmutation method of LLFP using heavy water reactor and cold neutron

(3) Moderation system for cold neutron

*舘 義昭[1]，高木 直行[2]，飯田 拓海[2]，若林 利男[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京都市大学，[3]東北大学

原子力発電所の使用済燃料に含まれるSe-79、Zr-93、Pd-107及びCs-135を冷中性子により効果的に核変換するため、重水炉内に極低温領域を創生する技術開発を実施した。

キーワード：核変換，長寿命核分裂生成物，冷中性子、重水炉

1. 緒言

使用済燃料に含まれる長寿命核分裂生成物（LLFP）であるSe-79、Zr-93、Pd-107及びCs-135はいずれも中性子吸収断面積が小さく、原子炉の中性子による核変換が困難であるとされてきていた。しかしながら、これらの核種においても中性子エネルギーが低くなるほど吸収断面積が増大し、核変換効率の向上が期待できる。そこで、軽水炉よりも炉内温度が低い重水炉の炉内に極低温領域を創生し、冷中性子によりLLFPを効果的に核変換させるため、CANDU炉を想定した冷中性子生成装置について検討した。

2. 重水炉装荷用冷中性子生成装置の設計検討

2-1. 構造・寸法・材料

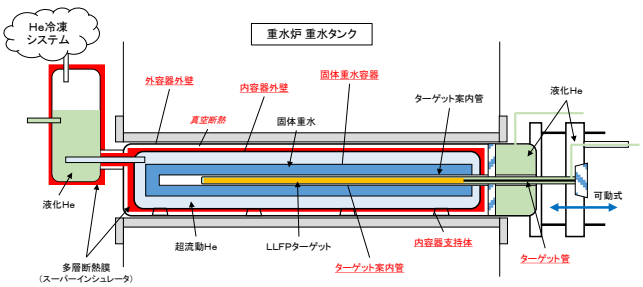
CANDU炉の炉心構造を考慮して炉内で発生した熱中性子を有効に利用するため、冷中性子生成装置はカランドリア管と平行方向に設置することとし、その形状を長尺円筒型とした。LLFPの冷却温度は、重水炉内の温度や中性子利用のための炉内配置を考慮して20Kを目標とした。また、本装置の構造は、中心部にLLFPをターゲットとして配置し、その周りに中性子減速のための低温部を作る。中性子減速には、その通過領域を低温化する必要があり、既存の冷中性子生成装置では、減速材として液体水素、液体重水素、重水氷などが使用されているが、本装置では原子炉内に装荷するため、冷却に異常が発生した場合の安全性を考慮し、極低温の重水氷を中性子減速に使用することとした。極低温の重水氷は製造に多くの時間を要するため、LLFPと重水氷は分離し、LLFPを鞘管に入れて交換時にはLLFP部のみを脱着できる構造とする。冷中性子によるLLFPの核変換解析の結果から、重水氷は中性子を核変換に有効な速度まで減速するためには250mm程度の直径が必要となる。また、CANDU炉内の中性子を効率的に利用するため、LLFPの長さは重水タンク幅の8割とし、冷中性子生成装置の構造材には中性子吸収の少ないジルコニウム合金を適用することとした。

2-2. 冷却方法

重水氷を20Kに冷却・維持するための寒剤には液体ヘリウムを利用する。重水氷の周囲に液体ヘリウム層を設け、その外側に真空断熱層を設置する。液体ヘリウム層への入熱はスーパーインシュレータの適用により防ぎ、液体窒素層を省略することを想定した。LLFPターゲット部では鞘管内のLLFPの周囲に液体ヘリウムを充填し、核変換で生じる熱を除去することとした。

2-3. 設計検討案

これらの検討結果を基に概略図を作成すると重水炉に装荷可能な冷中性子生成装置は右図に示す3重管構造の中心部にLLFPが装荷される構造となった。



3. 結論

原子炉内で冷中性子による核変換を実現するための装置として冷中性子生成装置の設計検討を行った結果、右図のような概略設計案を得た。今後は、本設計案の最適化を進めていく予定である。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラムImPACTにより、科学技術振興機構を通して委託されたものである。

*Yoshiaki Tachi[1], Naoyuki Takaki[2], Takumi Iida[2] and Toshio Wakabayashi[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo City Univ., [3]Tohoku Univ.

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

[3O10-14] new type reactor development

Chair: Willem Van Rooijen (Univ. of Fukui)

Mon. Mar 28, 2016 2:45 PM - 4:00 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[3O10] Optimization of initial fuel composition for Small Pebble Bed Reactor with accumulative fuel loading scheme

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

2:45 PM - 3:00 PM

[3O11] OTTO cycle Small Pebble Bed Reactor with Rock-like fuel elements

Hai Ho[1], ＊Toru Obara[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

3:00 PM - 3:15 PM

[3O12] Application of Melt Refining of Metal Fuel to CANDLE Reactor

Julia AbdulKarim[1], Jun Nishiyama[2], ＊Toru Obara[2] （1.Derpartment of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Research Laboratory for Nuclear Reactors,Tokyo Institute of Technology）

3:15 PM - 3:30 PM

[3O13] Study on CANDLE Burning Reactor with Initial Core Using Plutonium from LWR Spent Fuel

＊Hiroki OSATO[1], Jun NISHIYAMA[2], Toru OBARA[2] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology）

3:30 PM - 3:45 PM

[3O14] Study on Small CANDLE Burn-up Reactor for Space Nuclear Power

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

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Optimization of initial fuel composition for Small Pebble Bed Reactor with Accumulative Fuel Loading Scheme
(2) Use of Burnable Poison

*Irwan Liapto SIMANULLANG[1], Toru OBARA[2]

[1]Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology.,

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

Neutronic analysis was performed for Small PBR-110MWt with accumulative fuel loading scheme. The optimum fuel composition was obtained using 4 g HM of uranium per pebble with 20% of ^{235}U enrichment. However, significant excess reactivity occurred in the BOL condition. In the previous work, excess reactivity was reduced by using low enriched uranium. Nevertheless, burnup performance and operation period became shorter. In current study, excess reactivity was reduced by introducing burnup poision (Gd_2O_3 and B_4C) at the initial condition.

Keywords: Pebble bed reactor, accumulative fuel loading scheme, burnup analysis, burnable poison.

1. Introduction

Pebble Bed Reactor (PBR) is one of the candidates for the future nuclear power plant. In this study, PBR with accumulative fuel loading scheme was introduced. At the startup the reactor starts with a large cavity in the core, and pebble ball fuel is loaded continuously little by little until the pebble ball reach the top of the core. In this study, high excess reactivity occurred in the beginning-of-life (BOL) condition. In previous work, low enriched uranium in the BOL condition was introduced to suppress the reactivity. However, the burnup performance and core lifetime became shorter. In this study, excess reactivity in the BOL condition will be reduced by introducing the burnable poison (Gd_2O_3 and B_4C).

2. Calculation Method

In this study, MVP/MVP-BURN [1] and JENDL-4.0 were used for burnup calculation. A new code based on Fortran Languge has been developed to treat the accumulative fuel loading scheme [2]. Specification of reactor parameter is shown in Table 1. Initial core height was set to 260 cm to accommodate the average power density of 6W/cm^3. Fresh fuel will be added into the core with a stepwise procedure and the calculation will be finished after the fresh fuel reach the top of the core.

Table 1. Specification of reactor geometry

Parameter	Value
Reactor Power (MWt)	110
Core Radius (cm)	150
Core Height (cm)	1000
Reflector thickness (cm)	100
Diameter of pebble ball (cm)	6
Diameter of fuel kernel (μm)	600
TRISO layer	Buffer/I-PyC/SiC/O-PyC
Thickness (μm)	60/30/25/45

3. Results

In this study, the optimum fuel composition was achieved using 4 g HM uranium per pebble with 20% ^{235}U enrichment, the core lifetime can be maintained up to 6.5 years with the average burnup value at the End-of-Life (EOL) was 173 GWd/t. However, large excess reactivity occurred in the BOL condition. To suppress the excess reactivity, two types of burnable poison ($Gd_2O_3$and B_4C) were inserted into the reactor core. The result shows that excess reactivity decreased from around 30% to 7%. Nevertheless, the value of operation period and average burnup value at the EOL condition almost the same as the calculation without burnable poison.

4. Conclusion

Burnup calculation in a small PBR with an accumulative fuel loading scheme was performed. Large excess reactivity occurred in the BOL condition was successfully reduced by using two burnable poision only in the BOL condition.

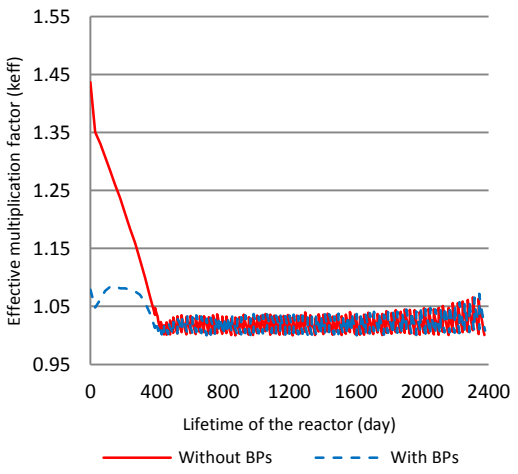


Fig 1. Effective multiplication factor of Small PBR with accumulative fuel loading scheme

References

[1] Y.Nagaya et al.," General purpose of Monte Carlo Codes for Neutron and Proton Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Method",Japan Atomic Energy Agency, Japan (2004).

[2] Dwi Irwanto and Toru OBARA., Journal of Nuclear Science and Technology., Vol.48, No.11, pp 1385-1395 (2012).

OTTO cycle Small Pebble Bed Reactor with Rock-like fuel elements
(4) Burnup performance in molten salt coolant

*Hai Quan Ho[1], Toru Obara[2]
[1]Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, Japan
[2]Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology, Japan

Abstract

A small 120 MW_{th} pebble bed high-temperature gas-cooled reactor (PBR) with uranium rock-like oxide (U-ROX) fuel was proposed. The neutronic calculation was performed to show the possibility of applying molten salt coolant in U-ROX fuel PBR.

Keywords: Pebble bed reactor, rock-like fuel, OTTO cycle, molten salt coolant, high burnup.

1. Introduction A small ROX fuel PBR was proposed to achieve the high discharged burnup [1] [2]. However, the low heat capacity of helium coolant made the reactor power limited. Fluoride salt coolant (Flibe) can increase the reactor power with much higher heat capacity than that of helium gas coolant. The purpose of this study was to show the possibility to apply flibe coolant in the ROX fuel PBR system. The temperature reactivity coefficient for the ROX fuel core with fluoride salt coolant was also estimated to ensure the negative feedback during steady-state operation.

2. Method The reactor designs and fuel material are shown in the **Table 1**. The cylindrical core based on PBMR design while the TRISO particle is the same as AGR-1 design. In the first step, the infinite calculation was performed, by randomly distributing fuel pebble in an infinite geometry, to confirm that whether ROX fuel in flibe coolant can achieve high burnup or not. The MVP-BURN code was used for neutronic calculation. As in second step, the whole core calculation was carried out by using MCPBR code [3] with JENDL-4.0 cross section library. Finally, the core composition at equilibrium state was used to estimate the temperature coefficient of the PBR with flibe coolant.

Table 1. Reactor designs

Core	
Core diameter [m]	3
Core height [m]	10
Reflector thickness [m]	1
Top cavity [m]	1
Coolant	LiF-BeF_2
Fuel Pebble	
Pebble diameter [cm]	6
Fuel zone diameter [cm]	5
Graphite density	1.74
TRISO particle	
Kernel diameter [μm]	350
Fuel material	U-ROX
Coating material	C/C/SiC/C
Layer thickness [μm]	100/40/35/40

3. Results **Fig. 1** shows the burnup value of the ROX fuel as a function of HM/pebble when the k_∞ equal to unity in infinite calculation. It can be seen that the burnup value increased with increasing HM/pebble; and reached maximum at 4.5 g HM/pebble with 20% enrichment of uranium. From whole core calculation, the reactor power could increase from 120 MW_{th} (in previous study with helium gas coolant) to 200 MW_{th} without decreasing burnup performance much. The flibe coolant PBR also presented the negative temperature coefficient required for the passive safety feature of the reactor. The results suggested that it is possible to apply the liquid salt flibe as coolant in the ROX fuel PBR to increase the reactor power without decreasing the burnup performance a lot.

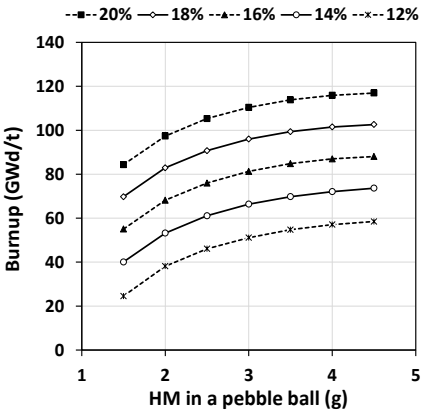


Fig. 1 Burnup in infinite calculation

References

[1] Ho, H.Q., Obara, T. Annals of Nuclear Energy 83 (2015) 1-7

[2] Ho, H.Q., Obara, T. Annals of Nuclear Energy 87 (2016) 471-478

[3] Setiadipura, T., Obara, T. Annals of Nuclear Energy 71 (2014) 313-321

Application of Melt Refining of Metal Fuel to CANDLE Reactor (3) Effects of Cooling Time during Melt and Refining Procedures

*Julia ABDULKARIM[1], Jun NISHIYAMA[2] and Toru OBARA[2]

[1]Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, [2]Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology.

The effects of cooling time during melt and refining procedure application to the CANDLE reactor was investigated. The introduction of cooling time during melt and refining procedures has gave significant impacts to the core design of CANDLE burning. The cooling time of 1, 2, 4 and 8 years were simulated at each melt and refining cycle (MRC). The effects of cooling time to the excess reactivity varies with the cooling period. The longer of cooling time may reduce the excess reactivity of CANDLE burning to the less than unity. In this case, the core design of CANDLE (fuel volume ratio) may need to optimize to compensate with the decrease of access reactivity due to the accumulation of Am241 during cooling period.

Keywords: cooling time, nuclides density distribution, excess reactivity, melt and refining cycle (MRC), CANDLE

1. Introduction

In the previous work, melt and refining procedures was applied to recycle the fuel element (metal fuel) to overcome the limitation of the fuel cladding due to radiation damage at 200dpa. In that procedures, the volatile and reactive fission products were removed and nuclides density were homogenized in the appropriate melt and refining region. It is found that by using melt and refining procedures with the removal of fission products, the CANDLE burnup has been improved and increased significantly [1]. However, in that procedures, the assumption of cooling time effect was not taken into account. In this work, the cooling time are simulated in the melt and refining procedures to quantify the effects of time interval between the melt and refining cycle (MRC). The purpose of this study was to find the appropriate interval period before the next melt and refining procedures to be carried out.

2. Method

A 3000MWth LBE-cooled with fuel volume ratio (FVR) at 48% and fuel movement cycle (FMC) at 2775d is use to simulate the cooling time interval in the melt and refining procedures for 9MRR (melt and refining region). In the melt and refining procedures, the cooling time interval is assumed to be at 1, 2, 4 and 8 year and calculated at each melt and refining cycle (MRC). The cooling time phenomena are calculated using SRAC-COREBN [2] code with JENDL3.3 [3] data libraries. In this calculation the axial region was divided into 100 zones and the radial region are divided into 10 zones. At each melt and refining cycle in one FMC, the fuel element are kept cooled before melt and refining procedures, then, fission products are removed and nuclides density are homogenized.

3. Results

Fig. 1 shows the region of interest at equilibrium condition for a different cooling time (BO-FMC10 to EO-FMC10). It can be seen that at less than 4 years of cooling interval, it has gave little effects to the change of effective multiplication factor. The significant cooling effects can be observed if the cooling interval more than 8 years. In some aspects, the core design of CANDLE (fuel volume ratio) may need to optimize to compensate with the decrease of access reactivity due to the accumulation of Am241 from the decay of Pu241 during long interval of cooling period.

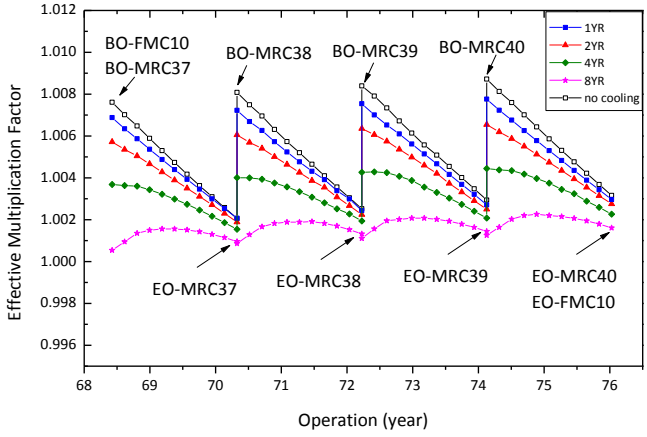


Fig. 1. The change of effective multiplication factor with different cooling time interval in melt and refining at the equilibrium condition

References

[1] Application of Melt Refining of Metal Fuel to CANDLE Reactor, (2) Effects of noble and reactive fission gasses removal to the burnup performance, Julia ABDULKARIM, Jun NISHIYAMA and Toru OBARA, 2015 Fall Meeting of AESJ, Shizuoka University, Sept 9 – 11, 2015

[2] Okumura, K. et al, 2006, SRAC (Ver 2006): The Comprehensive Neutronics Calculation Code System. Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI-Data/Code 2007

[3] K. Shibata, et al, "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3, "J. Nucl. Sci. Technol. 39, 1125 (2002).

軽水炉取り出しプルトニウムを初期炉心に用いた CANDLE 燃焼炉に関する研究

Study on CANDLE Burning Reactor with Initial Core Using Plutonium from LWR Spent Fuel

*大里 洋輝[1]，西山 潤[2]，小原 徹[2]

[1] 東京工業大学大学院理工学研究科原子核工学専攻，[2] 東京工業大学原子炉工学研究所

軽水炉使用済燃料由来のプルトニウム燃料を CANDLE 初期炉心に装荷し、運転期間中に実効増倍率が 1 を切らずに平衡状態に移行し、かつ装荷プルトニウム量が最小となる炉心の成立条件を明らかにした。

キーワード：CANDLE 燃焼炉，余剰プルトニウム、初期炉心、金属燃料、鉛ビスマス

1. 緒言

CANDLE 燃焼炉は燃料に天然ウランを使用でき濃縮再処理工程を必要としないウラン資源の高効率利用が実現できるワンススルー高速炉であるが、初期炉心は濃縮ウランまたはプルトニウムを用いて構築する必要がある。本研究の目的は、軽水炉使用済燃料由来の余剰プルトニウムを用いてより多くの CANDLE 炉を起動するため、使用するプルトニウム量が最小となる初期炉心構成を見出すことである。

2. 方法

炉型は中性子の漏れが少ない大型高速炉とし、燃料は密度が大きい金属燃料を使用し、冷却材および反射体として炉内中性子スペクトルが硬くなる鉛ビスマス共晶合金を採用した。表 1 に炉心設計値を示す。計算には、格子燃焼計算に SRAC コード、全炉心燃焼計算に COREBN コード、断面積ライブラリに JENDL-4.0 を使用した。初期炉心は炉心の軸方向上部にプルトニウム-ウラン燃料を装荷し、他の領域は天然ウラン燃料とした。また、プルトニウム-ウラン燃料の上部と反射体の間にも天然ウラン燃料を装荷した。

表 1：炉心設計値

炉心半径 [cm]	200
炉心高さ [cm]	250
反射体厚さ [cm]	100
燃料要素直径 [mm]	7.8
被覆管内径 [mm]	9.0
被覆管外径 [mm]	10.2
ピンピッチ [mm]	12.0
スミア密度 [%]	75
熱出力 [MWt]	3000

3. 結果

初期炉心のプルトニウム-ウラン燃料のプルトニウム割合、プルトニウム-ウラン燃料の厚さおよびプルトニウム-ウラン燃料上部と反射体との間の天然ウラン燃料の厚さの 3 つの変数を変化させ、運転中に原子炉が常に臨界となり、装荷プルトニウム量が最小となる条件を求めた。図 1 に運転期間中原子炉が臨界となる条件を示す。これにより、Pu Ratio: 13 %, Pu Thick.: 40 cm, Upper U Thick.: 5 cm のときに初期装荷プルトニウム量が最小の 4.4 t で運転中臨界とすることができることが明らかになった。また、初期反応度はプルトニウム割合が大きいほど大きく、最大反応度はプルトニウム割合が小さいほど大きい傾向があることが明らかになった。日本の保有する余剰プルトニウムはおよそ 209 t であるため、本プルトニウムで 47 基の CANDLE 炉を起動できることが明らかになった。

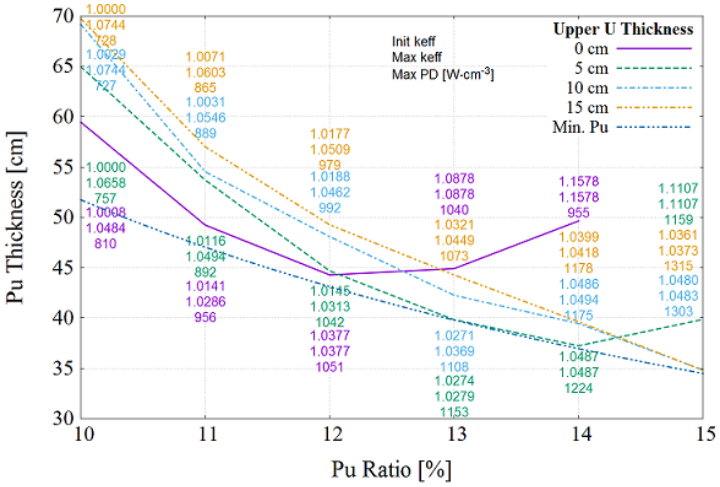


図 1：実効増倍率の最小値が 1 の等高線

参考文献

[1] H. Sekimoto, K. Ryu and Y. Yoshimura, “CANDLE: The New Burnup Strategy”, Nucl. Sci. Eng., 139, 306-317(2001).

*OSATO Hiroki[1], NISHIYAMA Jun[2] and OBARA Toru[2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology

宇宙探査用電源としての小型 CANDLE 燃焼炉の研究

Study on Small CANDLE Burn-up Reactor for Space Nuclear Power

*西山 潤[1], 小原 徹[1]
[1]東京工業大学 原子炉工学研究所

Pu-238 を熱源とする原子力電池に代わる宇宙探査機用の電源システムとして、CANDLE 燃焼型原子炉概念を適用した小型宇宙原子炉について成立性と特性の評価を行った。
キーワード： CANDLE 燃焼炉、宇宙探査用、可燃性毒物、燃焼計算

1. 緒言

宇宙や惑星の探査のため科学機器と通信機器を搭載した宇宙探査機にとって、電源システムは必要不可欠な機器である。放射性同位体の崩壊熱を熱電変換素子によって直接電気に変換する原子力電池は、可動部がなく電気出力がほぼ放射性同位体の半減期のみに依存する。その信頼性の高さのため、太陽光の弱い外惑星の探査では放射性同位体 Pu-238 の α 崩壊を熱源とする原子力電池がこれまで利用されてきた。しかし専用の核燃料中性子照射・分離施設の停止に伴い現在では Pu-238 を大量に製造することが困難となっている。一方、核分裂反応を用いる原子炉も宇宙用の電源として考えられており、1960 年代から研究開発が行われ、実際に製造され衛星に搭載されたことがある。しかし出力を得るためには原子炉の臨界を維持しなくてはならず、中性子を吸収する制御ドラムなどで運転中の調整が必要であり、これまでのところ長期間の探査ミッションには使用されていない。

進行波型の原子炉である CANDLE 燃焼型原子炉[1]は核分裂が活発に起こっている燃焼領域があたかも蝋燭のように自発的に移動していく原子炉であり、臨界の維持に制御棒を必要としない。本研究では、自己制御性を持つ CANDLE 型原子炉概念を宇宙用の原子炉にも適用し、制御系などの機械駆動部や冷却材の流れなどの動的部分を一切持たない原子炉についてその成立性と特性の評価を行った。

2. 小型 CANLDE 燃焼炉の概要

宇宙用探査の電源は、小型軽量であることが必要不可欠である。これまでの発電用原子炉の研究において、濃縮ウラン、減速材、中性子吸収剤をうまく組み合わせることにより CANDLE 型原子炉の小型化ができることを確かめた[2]。本研究では、濃縮ウラン燃料を使用した UZrH 合金水素吸蔵燃料をベリリウム反射体で覆った原子炉について計算を行った。図 1 に示すとおり、可燃性毒物を含まない領域を原子炉起動部分とし、可燃性毒物を含む燃料へ燃焼領域が移動していく形である。

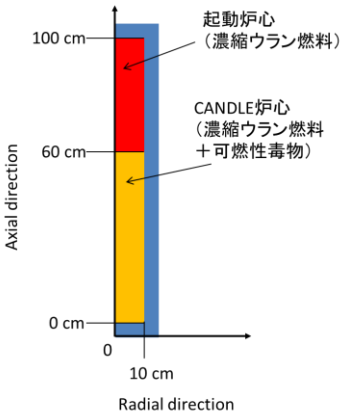


Fig. 1 Conceptual diagram of a small CANDLE reactor

3. 計算と結果

炉心燃焼計算には、連続エネルギーモンテカルロ燃焼計算コード MVP-BURN と JENDL-4.0 データライブラリを使用した。U/Zr 比、ウラン濃縮度、可燃性毒物密度（Gd-157）、炉心半径をパラメータとして、燃料高さ 100 cm, 熱出力 20 kWth の原子炉について CANDLE 燃焼炉の成立の確認を行った。

図 2 に U/Zr=0.01, H/Zr=1.6, 濃縮度 100%, Gd-157 濃度 0.001 g/cm^3, 燃料半径 10 cm, ベリリウム反射体厚 5 cm の場合の中性子束分布の時間変化の計算結果を示す。起動後から $k_{eff} \geqq 1$ を維持したまま、燃焼領域が軸方向に移動する CANDLE 燃焼に特徴的な現象を確認することができた。このとき燃焼領域の移動速度は約 0.7 cm/year となった。熱源の重量は燃料、反射体込みで 280 kg となり、土星探査機カッシーニに使用されている Pu-238 を用いた GPHS モジュールの 13.5 kWth, 78 kg（製造時）と比較して単位質量当たりの熱出力は約半分の結果になった。今後、より詳細な熱解析を含めた最適化により重量低減を目指す。

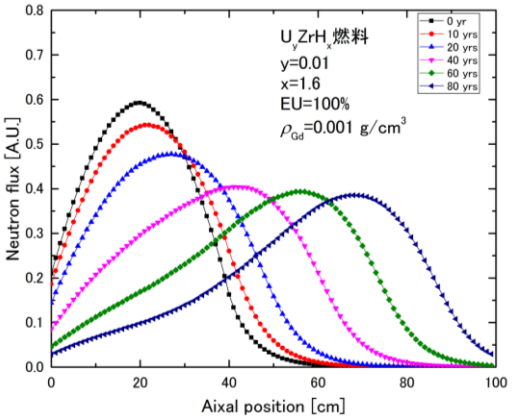


Fig. 2 Change of neutron flux distribution along burn-up after start-up

参考文献

[1] H. Sekimoto, *et al. Nucl. Sci. Eng.*, **139**, 306-317 (2001).
[2] 西山潤、小原徹、 日本原子力学会 2014 年秋の大会予稿集 H44 (2014).

*Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1]
[1] Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology.

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

[3O15-16] simulator improvement &research reactor design

Chair: Motomu Suzuki (CRIEPI)

Mon. Mar 28, 2016 4:00 PM - 4:30 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[3O15] Function extension and accuracy validation of nuclear reactor simulator TURS for light-water moderated critical assemblies

＊KEISUKE TOKUBO[1], TAKANORI KAMEYAMA[2] （1.Tokai University graduate school, 2.Tokai University）

4:00 PM - 4:15 PM

[3O16] The basic design concept of the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3

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

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

軽水減速臨界炉心を対象とする原子炉シミュレータ TURS の機能拡張と精度検証

Function extension and accuracy validation of nuclear reactor simulator TURS for light-water moderated critical assemblies

東海大　*徳保　圭亮　亀山　高範

軽水減速臨界炉心を対象とする原子炉シミュレータ TURS の炉定数・動特性パラメータなど整備し、従来の UOX 炉心に加えて MOX 炉心も扱える機能を拡張した。TURS の計算結果と TCA の実験結果を比較することにより、原子炉物理実験が高い精度で実行できることを確認した。

キーワード：　TURS 、 TCA 、 MOX 、 臨界

1. 緒言

本大学の原子炉シミュレータ TURS(Tokai University Reactor Simulator)では、軽水型原子炉動特性解析コード EUREKA-2 が一点炉動特性方程式による炉出力絶対値計算を行うことで、原子炉物理学・原子炉工学の基礎的な理論・技術の習得や臨界炉実験に近い体験を行うことができる。液体減速臨界実験装置 TCA(Tank-type Critical Assembly)[1]を TURS はモデル体系の 1 つとしている。TCA では MOX 炉心の実験も行われているため、従来の UOX 炉心に加えて MOX 炉心も扱える機能の拡張も求められていた。本研究では、TURS で MOX 炉心を模擬できるように、動特性パラメータを TURS へ導入し、炉定数や幾何学的バックリングの整備も行う。また、UOX 炉心と MOX 炉心の臨界実験の結果から TURS による TCA の模擬精度を確認する。連続エネルギーモンテカルロ法コード MVP[2]を用いた検証も行い、TURS の精度を明らかにする。

表 1.　機能拡張と精度向上の項目

機能拡張項目	精度向上項目
MOX燃料炉心	臨界水位
動特性パラメータ入力	制御棒較正
中性子束分布測定	中性子束分布測定

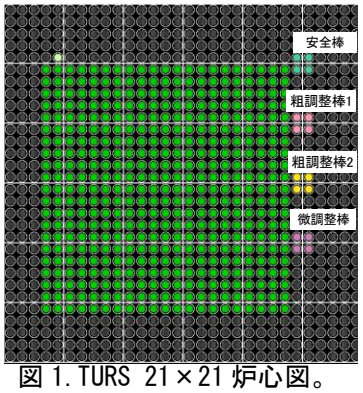


図 1. TURS 21×21 炉心図。

2. 方法

機能拡張した項目と精度向上した項目を表 1 にまとめる。模擬する TCA 炉心の一例として 21×21 の体系を図 1 に示す。使用する燃料は UOX 燃料と MOX 燃料の 2 種類である。動特性パラメータは、TURS に導入するだけでなく、制御棒校正や水位反応度測定のデータ処理にも使用した。動特性パラメータの算出には原子個数密度計算プログラム AND[3]と総合核計算コードシステム SRAC2006[4]を用いた。炉定数を燃料組成・体系作成、幾何学的バックリングを見直し、それらを用いて臨界実験を行う。臨界実験の結果について連続エネルギーモンテカルロ法コード MVP も使用し、TCA 実験値・TURS 計算結果・MVP 参照結果の比較により精度を検証した。

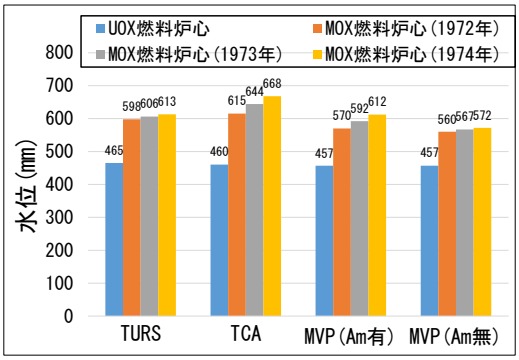


図 2.　TURS・TCA・MVP の臨界水位比較。

3. 結果

TURS・TCA・MVP による臨界水位を比較した結果を図 2 に示す。UOX 燃料の濃縮度は 2.6%、MOX 燃料の Pu 富化度は 3.01%を使用した。UOX 炉心の TURS と TCA の差は 1 %、TURS と MVP の差は 1.8%で一致した。MOX 炉心では TURS と TCA との差は-2.8%、TURS と MVP(^{241}Am 無)の差は 6.5%で一致した。MOX 燃料は UOX 燃料に比べて熱中性子の吸収断面積が大きいため、炉心の水位が上がる。TURS でも UOX 炉心より MOX 炉心の水位が上がっているため、MOX 燃料の効果が TURS で確認できた。MOX 炉心では、半減期 14 年の ^{241}Pu は経年とともに減少し、^{241}Am が増加する。TURS では、^{241}Am を入力できないため時間経過によって ^{241}Pu の量が減り、核分裂断面積が小さくなり水位が上昇した。捕獲断面積の大きい ^{241}Am を取り扱う機能も追加することで図 2 の TCA や MVP(Am 有)と同様に水位上昇が増加し、さらに精度向上が期待できる。図 3 に落下法による制御棒校正を示す。TCA には制御棒はないが、TURS には教育上の観点から設定されている。UOX 炉心で TURS の k_{eff} から求めた制御棒価値と落下法から求めた制御棒価値は 4%の差で一致し、MOX 炉心についても 0.2%の差で一致した。新規作成した動特性パラメータ機能により、大幅な精度向上が確認できた。制御棒校正についても、MOX 燃料では水位が UOX 燃料より上昇しているが制御棒価値が減少している。これは中性子スペクトル硬化による制御棒の吸収効果が相対的に低下するためであるが、TURS でもその効果を確認できた。これにより、TCA 炉心で行えない演習についても TURS では行えることを確認できた。

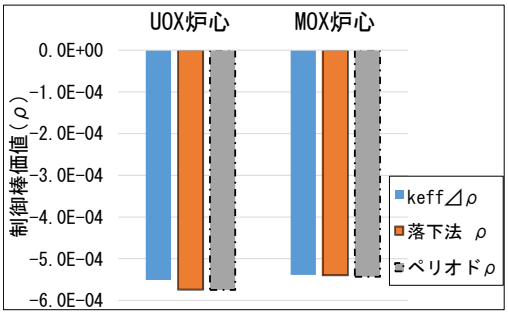


図 3. 制御棒校正。

4. 結論

UOX 炉心及び MOX 炉心について、臨界実験により TURS の精度向上を確認した。TURS は研究炉と共に原子力人材育成に大いに役立つ。

参考文献:[1] Critical Sizes of Light-Water Moderated UO_2 and PuO_2-UO_2 Lattices　JAERI 1254(1978)、[2]連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子予想計算モンテカルロコード　MVP/GMVP Version2(2006)、[3]各種核燃料物質の原子個数密度計算方法 JAERI-M 87-037(1987)、[4] SRAC2006;総合核計算コードシステム JAEA-Data/Code 2007-004(2007)

*TOKUBO keisuke　,　KAMEYAMA takanori　Tokai Univ.

次期試験研究炉（JRR-3 後継炉）の基本設計

Basic design concept of the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3

*新居 昌至[1]，滝野 一夫[1]，和田 茂[1]
[1]日本原子力研究開発機構原子力科学研究所

将来の安定した定常中性子源の維持確保に向け、JRR-3 の後継炉としての次期試験研究炉の検討を開始した。

キーワード：試験研究炉，JRR-3

1. 緒言

JRR-3 は平成 2 年に大規模な改造を行い、国内最大級の高性能研究炉として中性子照射試験（シリコン半導体の製造、RI の製造）や中性子ビーム実験（中性子ラジオグラフィ、中性子散乱実験、即発ガンマ線分析）などに利用されてきた。一方、中性子科学を取り巻く環境も変化しており、とりわけて加速器パルス中性子源の進歩は目覚ましい。近年では、JRR-3 と同じ敷地内で世界トップレベルの大強度陽子加速器 J-PARC が運転を開始し、JRR-3 との相互利用が期待されている。このような状況のなか、中性子科学の将来的な発展のためには、JRR-3 の停止後を見据え持続して利用可能な定常中性子源としての次期試験研究炉が望まれている。[1], [2]

2. 次期試験研究炉の検討

我が国における中性子ビーム実験や照射利用の動向予測[3]をもとに、JRR-3 の後継炉となり得る次期試験研究炉の検討を開始した。我々が目標とするのは、大強度のビームと利便性の高い中性子束を安定かつ定常的に利用者に提供できる JRR-3 の後継炉である。さらに、RI 製造や材料照射など他分野にも利用可能な汎用性の高い多目的研究炉を目指す。

本発表は、次期試験研究炉の利用目的、基本概念、今後の検討方針について紹介するとともに、モンテカルロ計算コード MVP による基本炉心の解析結果について報告する。

3. 結言

試験研究炉の建設には長期の準備検討期間が必要とされる。今後も本学会において適時検討状況を紹介するとともに、多方面からの専門的知見を検討に反映させるべく、関係各位と連携のとれる体制を構築していきたい。また、試験研究炉の開発・設計をとおして将来の原子力分野を担う人材の育成に努めたい。

参考文献

[1] 次世代研究用原子炉検討特別委員会報告書，日本中性子科学会，平成 24 年 12 月
[2] 研究用原子炉のあり方について，日本学術会議，平成 25 年 10 月 16 日
[3] 次期研究用原子炉（ビーム炉）のニーズ調査報告書, JAEA-Review, 2014-054

*Masaji Arai[1], Kazuo Takino[1] and Shigeru Wada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Science Research Institute

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

[3P01-06] Safety design for fast reactors

Chair: Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

Mon. Mar 28, 2016 9:30 AM - 11:00 AM Room P (Lecture Rooms C C200)

[3P01] Studies on the Safety Design Guidelines of Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors

＊Yasushi OKANO[1], Shigenobu KUBO[1], Ryodai NAKAI[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

9:30 AM - 9:45 AM

[3P02] Studies on the Safety Design Guidelines of Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors

＊Akihiro Tani[1], Taro Kan[1], Yasushi Okano[2] （1.MITSUBISHI FBR SYSTEMS, 2.JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY）

9:45 AM - 10:00 AM

[3P03] Studies on the Safety Design Guidelines of Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors

＊DAISUKE SATO[1], SHUHEI NAKATA[1], SHIGENOBU KUBO[2] （1.MITSUBISI FBR SYSTEMS, INC., 2.Japan Atomic Energy Agency）

10:00 AM - 10:15 AM

[3P04] Studies on the Safety Design Guidelines of Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors

＊koichi higurashi[1], you akiyama[1], hidemasa yamano[2] （1.MITSUBISHI FBR SYSTEMS, INC., 2.Japan Atomic Energy Agency）

10:15 AM - 10:30 AM

[3P05] Studies on the Safety Design Guidelines of Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors

＊Shigenobu Kubo[1], Yasushi Okano[1] （1.JAEA）

10:30 AM - 10:45 AM

[3P06] Study on External Hazard Conditions Applied to Conceptual Design of a Next-Generation Sodium-Cooled Fast Reactor

＊Hidemasa Yamano[1], Nobuchika Kawasaki[1], Shigenobu Kubo[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドラインに関わる検討
(6) 系統別安全設計ガイドラインの要点

Studies on the Safety Design Guidelines of Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors

(6) Focal Points of Safety Design Guideline for Structures, Systems and Components

*岡野 靖[1], 久保 重信[1], 中井 良大[1]

[1]日本原子力研究開発機構

第 4 世代原子炉システムに係る国際フォーラム(GIF)の下、ナトリウム冷却高速炉(SFR)の安全設計クライテリア(SDC)の策定を受け、SDC の設計要件実現のための推奨事項をまとめる安全設計ガイドライン(SDG)の構築が進められている。これまでの次世代 SFR 開発で蓄積された技術を、SDC 構築と同様、積極的に SDG へ反映することを狙いに重要な項目の選定・検討を進めており、本シリーズ発表にてその概要説明を行う。

キーワード：第 4 世代原子力システム，ナトリウム冷却高速炉，安全設計ガイドライン，系統機器

1. 緒言　SDC[1]を実際の安全設計で実現するための設計推奨事項を示すための「安全アプローチ SDG」の内容骨子が合意され、さらに系統別に展開した「系統別 SDG」の構築が進められている。JAEA は、GIF や IAEA に、次世代 SFR を対象としたこれまでの技術開発を踏まえた提案[2]を行い、国際的な議論を主導している[3]。

2. 系統別 SDG の概要　系統別 SDG は「炉心系」「冷却材系」「格納系」からなり、その内容は安全アプローチ SDG で策定された「反応度特性」に関わる対策（例：ATWS 対策設備）と「崩壊熱除去」に関わる対策（例：液位確保、崩壊熱除去系の多様化）と、SDC で要求されている事項だが安全アプローチ SDG の範疇外である事項（例：高温・高照射環境下の燃料・材料、ハザード対策(Na 火災、Na-水反応)、格納系への荷重要素）となる。安全アプローチ SDG と SDC のうち、次世代 SFR での革新技術を参考に、国内外で設計が異なる事項や軽水炉との差が顕著な事項に集中して構築を行う。詳細度は IAEA NS-G シリーズを参考とする。

3. 重要項目選定の基本的考え方　系統別安全設計ガイドラインの重要 14 項目と次世代 SFR での革新技術[4]との対応を図にまとめる。安全アプローチ SDG から、受動的炉停止機構、過大なエネルギー発生防止、液位確保、崩壊熱除去での自然循環活用と多様性が選定される。内部ハザードでは Na 漏えい燃焼対策と Na-水反応対策を選定する。地震等の外部ハザード対策は各項目で個別に反映される。高い信頼性が求められ、独立 2 系統からなる能動的原子炉停止機構も選定する。経済性等への影響が大きい事項(例：燃料燃焼度、炉心出口温度)として、高温環境下での燃料設計、炉心冷却性及び冷却材系機器設計を選定する。

4. 結論　系統別 SDG の位置付けと重要項目選定の考え方を示した。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の成果を含む。

参考文献

本会 2014 秋の大会, I15~I17 等, [3] IAEA-GIF SFR Safety Workshops (2013~15), [4] JAEA- Evaluation 2011-003.

*Yasushi Okano[1], Shigenobu Kubo[1], Ryodai Nakai[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

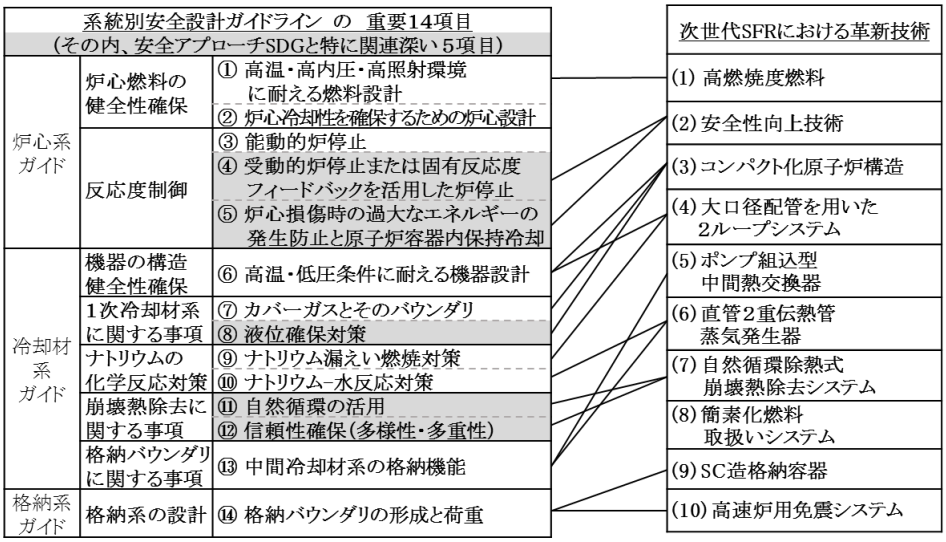


図 系統別安全設計ガイドラインの重要 14 項目と次世代 SFR での革新技術

第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドラインに関わる検討
（7）炉心系安全設計ガイドラインの要点

Studies on the Safety Design Guidelines of Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors

(7) Focal Points of Safety Design Guideline for Reactor Core

*谷 明洋[1]，菅 太郎[1]，岡野 靖[2]

[1]三菱 FBR システムズ，[2]日本原子力研究開発機構

安全設計ガイドライン(SDG)へ反映すべき重要な項目の内、炉心系に関連する「①高温、高内圧、高照射環境に耐える燃料設計」、「②炉心冷却性」、「③能動的炉停止」、「④受動的炉停止または固有反応度フィードバックを活用した炉停止」、「⑤炉心損傷時時の再臨界による過大なエネルギーの発生防止と原子炉容器内保持冷却」の概要を、対応する我が国の次世代 SFR の設計概念を踏まえて説明する。

キーワード：炉心、燃料、原子炉停止系、受動的炉停止機構、固有反応度フィードバック

1. 緒言　第 4 世代 SFR を対象とした系統別の安全設計ガイドライン(SDG)構築に係り、軽水炉との違いや我が国の次世代 SFR の設計概念の特徴を踏まえ抽出した 14 項目の要点について、SDG として記載すべき内容の検討を行っている。ここでは、炉心系に関係する 5 項目（「(6) 系統別安全設計ガイドランの要点」の項目①,②,③,④,⑤を参照）について、SDG の構築に資するための検討を行った。

2. 軽水炉と SFR の相違点　炉心系の 5 項目の要点を対象に、軽水炉（PWR）と SFR の設計上の相違点を整理した。項目①及び②に関しては、SFR は出力密度が比較的大きい稠密炉心ため、局所事故対策が重要となることや、流量調整機構やラッパ管の適用により、集合体毎の最適な流量配分が可能であること等を挙げた。項目③,④,⑤に関しては、SFR 炉心は最大反応度体系にないことから、炉停止機能の強化のため次世代 SFR では受動的炉停止機能を適用していることや、ATWS(注 1)によるシビアアクシデント時に原子炉容器内で損傷炉心の保持及び冷却が可能であり、これを達成することで格納容器への負荷を低減し得ること等を挙げた。(注 1) Anticipated Transient Without Scram

3. 次世代 SFR の設計概念を踏まえた SDG　安全階層上の上位要件（安全設計クライテリア(SDC)[1]及び安全アプローチ SDG[2]）における要求事項を基に、軽水炉との相違点も踏まえ、炉心系 SDG の記載を体系的に検討した。ここでは項目④を例に SDG の記載案を示す（表参照）。次世代 SFR で検討している SASS(注 2)の概念とその R&D 及び設計経験を鑑み、受動的炉停止機能を採用する場合の推奨要件を検討・整理し、応答特性の確保(応答時間、反応度投入量)、誤落下防止のための裕度確保、耐環境性を踏まえた機能維持（照射効果、温度効果等）などを挙げている。(注 2)Self-Actuated Shutdown System

表 項目④「受動的炉停止」の記載案

安全階層上の上位要件

- ✓ 受動的あるいは固有の原子炉停止能力を有すること(SDC)
- ✓ 信号、作動機構又は電源が無くても、冷却材温度上昇又は冷却材圧力減少などの自然現象に直接反応して起動、動作すること、許容時間内に十分な負の反応度を投入できること(安全アプローチSDG)

系統別SDG

- **応答特性**
  - ATWS時に炉心損傷防止を達成できる応答時間の確保
- **反応度投入量**
  - 炉停止に必要な反応度の確保(本数、位置の設定)
- **挿入性確保**
  - 地震時等の振動を考慮した挿入性確保のための機構及び構造
- **誤落下防止**
  - 通常運転時の誤落下防止(切離れ温度に対する裕度確保)
- **安全停止状態の達成と維持**
  - 受動的炉停止作動後の安全停止状態への移行(制御棒の強制挿入など)
- **監視**
  - 炉停止状態の監視(中性子束、冷却材温度等の監視)
- **耐環境性**
  - 環境効果を踏まえた機能維持(照射効果、温度効果、運転状態及び事故状態)
- **試験・検査性**
  - 炉停止時の機能確認(挿入時間、反応度価値の測定、切離れ電流の確認)

4. 結論　系統別 SDG の内、炉心系 SDG の内容を検討し整理した。本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

[1]本会 2011 年秋 N55 N56 N57,2012 年秋 M41 M42 M43 [2]本会 2014 年春 N61 N62, 2015 年秋 I15

*Akihiro Tani[1], Taro Kan[1], Yasushi Okano[2]

[1]MITSUBISHI FBR SYSTEMS., [2]Japan Atomic Energy Agency.

第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドラインに関わる検討
（8）冷却材系安全設計ガイドラインの要点

Studies on the Safety Design Guidelines of Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors

(8) Focal Points of Safety Design Guideline for Reactor Coolant System

*佐藤 大輔[1]，中田 崇平[1]，久保 重信[2]

[1]三菱 FBR システムズ，[2]日本原子力研究開発機構

安全設計ガイドライン(SDG)へ反映すべき重要な項目の内、冷却材系に関連する「⑥高温・低圧条件に耐える機器設計」、「⑦カバーガスとそのバウンダリ」、「⑧液位確保対策」、「⑨ナトリウム漏えい燃焼抑制対策」、「⑩ナトリウム-水反応対策」、「⑪自然循環の活用」、「⑫信頼性確保（多様性・多重性)」、「⑬中間冷却材系の格納機能」の概要を、対応する次世代 SFR の設計概念を踏まえて説明する。

キーワード： 1 次冷却材系、2 次冷却材系、崩壊熱除去系、カバーガス系、隔離機能

1. 緒言　第 4 世代 SFR を対象とした系統別の安全設計ガイドライン（SDG）構築に係り、軽水炉との違いや我が国の次世代 SFR の設計概念の特徴を踏まえ抽出した 14 項目の要点について、SDG として記載すべき内容の検討を行っている。ここでは、冷却材系に関係する 8 項目（「(6) 系統別安全設計ガイドラインの要点」の項目⑥, ⑦, ⑧, ⑨, ⑩, ⑪, ⑫, ⑬を参照）について、SDG の構築に資するための検討を行った。

2. 軽水炉と SFR の相違点　冷却材系の 8 項目の要点を対象に、軽水炉（PWR）と SFR の設計上の相違点を整理した。例えば、項目⑦及び⑬に関しては、SFR はナトリウムの自由液面における化学反応を防止するためのカバーガス系やナトリウム-水反応による炉心への影響を回避するための中間冷却材系を有しており、これらが放射性物質をシステム内に維持する格納機能を有していることなどを挙げた。また、項目⑨及び⑩に関しては､SFR は冷却材がナトリウムであることからナトリウムの化学反応に対する対策が必要であることなどを挙げた。

3. 次世代 SFR の設計概念を踏まえた SDG　安全階層上の上位要件（安全設計クライテリア(SDC)[1]など）の要求事項を基に、軽水炉との相違点も踏まえ、冷却材系 SDG の記載を体系的に検討した。項目⑦を例に SDG の記載案を表に示す。項目⑦の推奨要件として、カバーガスの圧力を監視、制御するとともに圧力逃がし機構を設置することで過圧防止を図ること、FP ガスの拡散防止が可能なように適切な隔離機能を備えることなどを挙げた。また、項目⑬については、隔離弁の適用除外の要件を検討するに当たり、格納容器内で閉じた系を形成しており、熱交換器伝熱管などのバウンダリ損傷時にも液封効果(注)等の設計対策によって、放射性物質の漏えいの許容限度に十分抑制される特長を反映した。(注)2 次冷却材系圧力を 1 次冷却材系圧力よりも高めに維持し、1 次/2 次バウンダリ境界の損傷時にも放射性物質の放出を抑制させる効果

4. 結論　系統別 SDG の内、冷却材系 SDG の内容を検討し整理した。本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

表 項目⑦「カバーガスとそのバウンダリ」の記載

安全階層上の上位要件

- ✓ 原子炉冷却材バウンダリは放射性物質の放出に対して障壁となるように、また、原子炉カバーガスバウンダリによって閉じられるように設計すること(SDC)
- ✓ 過度な圧力負荷から原子炉冷却材バウンダリを防護するために、圧力逃がし装置が確実に作動するように対策が講じること(SDC)

系統別SDG(項目⑦)

- **基本的機能**
  - ナトリウム自由液面上の不活性雰囲気の維持
  - 隔離弁による原子炉カバーガスバウンダリの形成
  - 原子炉冷却材バウンダリとともにFP放出に対する閉じた系を形成
- **過圧防止**
  - カバーガス圧力の制御、監視
  - 圧力逃がし機構(安全弁、逃がし弁)の設置
- **隔離機能**
  - 多重化された隔離弁の設置
  - 隔離弁閉止の応答時間及び速度の設定
- **ガス巻き込み防止**
  - 液面流速の抑制、局所渦の発生防止
  - 地震によるスロッシングを考慮
- **試験・検査性**
  - 連続漏えい監視によるカバーガスバウンダリの健全性確認

参考文献

[1]本会 2011 年秋 N55 N56 N57,2012 年秋 M41 M42 M43

*Daisuke Sato[1], Shuhei Nakata [1], Shigenobu Kubo[2]

[1]MITSUBISHI FBR SYSTEMS., [2]Japan Atomic Energy Agency.

第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドラインに関わる検討
（9）格納系安全設計ガイドラインの要点

Studies on the Safety Design Guidelines of Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors

(9) Focal Points of Safety Design Guideline for Containment System

*日暮 浩一[1]，秋山 洋[1]，山野 秀将[2]

[1]三菱 FBR システムズ，[2]日本原子力研究開発機構

安全設計ガイドライン(SDG)へ反映すべき重要な項目の内、格納系に関連する「⑭格納バウンダリの形成と荷重」の概要を、対応する我が国の次世代 SFR の設計概念を踏まえて説明する。

キーワード： 原子炉格納容器、コンファインメントエリア、隔離弁、外部事象、荷重条件

1. 緒言 第 4 世代 SFR を対象とした系統別の安全設計ガイドライン（SDG）構築に係り、軽水炉との違いや我が国の次世代 SFR の設計概念の特徴を踏まえ抽出した 14 項目の要点について、SDG として記載すべき内容の検討を行っている。ここでは、格納系に関係する「⑭格納バウンダリの形成と荷重」について、SDG の構築に資するための検討を行った。

2. 軽水炉と SFR の相違点 格納系の項目⑭の要点を対象に、軽水炉（PWR）と SFR の設計上の相違点を整理した。格納バウンダリの形成に関しては、中間熱交換器等の 1 次系と 2 次系のバウンダリも格納バウンダリの一部を構成すること等を挙げた。また、格納容器への負荷要因としては、ナトリウム漏えい燃焼による熱的な負荷や、漏えいナトリウムとコンクリートの化学反応等で発生する水素の燃焼による熱的・機械的な負荷があり、その防止・緩和対策が重要であること等を挙げた。

3. 次世代 SFR の設計概念を踏まえた SDG 安全階層上の上位要件（安全設計クライテリア(SDC)[1]）などの要求事項を基に格納系 SDG の記載を体系的に検討した。項目⑭の SDG の記載案を表に示す。基本機能として、「放射性物質の閉じ込め」「外部事象及び人為事象からの原子炉の防護」「放射線遮蔽」を挙げた。格納系への負荷の可能性のうち、「燃料の溶融再臨界に伴う機械的エネルギー」「デブリ・コンクリート相互作用」に対しては、実質的に回避できるように、炉心系及び冷却材系における防護対策等を施すことを推奨要件とした。これを受け、負荷要因の候補を「ガス状 FP の発熱」「ナトリウム漏えい・燃焼」「水素燃焼」とした。ナトリウム漏えい・燃焼対策への推奨要件としては、機械的・熱的破損防止やエアロゾル影響への配慮、反応生成物による腐食への配慮を挙げた。また、水素燃焼対策への推奨要件としては、水系統設備との接触防止、水素発生・燃焼の評価と必要に応じた燃焼抑制のための設備設計を挙げた。

4. 結論 系統別 SDG の内、格納系 SDG の内容を検討し整理した。本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

表 項目⑭「格納バウンダリの形成と荷重」の記載

安全階層上の上位要件

✓ 安全機能（放射性物質の閉じ込め・原子炉の防護・放射線遮蔽）の達成、CVからの放射性物質放出の管理、CVの状態の管理（SDC）

系統別SDG

- **基本的機能**
  - 放射性物質の閉じ込め/外部事象及び人為事象からの原子炉の防護/放射線遮蔽
- **格納系への負荷要因の候補**
  - ガス状FPの発熱/ナトリウム漏えい・燃焼/水素燃焼
- **ガス状FPの発熱対策**
  - CVの耐荷重能力、機能保持能力の維持
- **ナトリウム漏えい・燃焼対策**
  - 過圧によるCVの機械的破損防止とCV鋼鈑や躯体の過温による熱的破損防止
  - エアロゾル影響への配慮、安全機能を有する機器の反応生成物腐食の防止
- **水素燃焼対策**
  - 水系統設備とナトリウム内包機器を含む区画での多重障壁の設置
  - 水素発生現象の評価、必要に応じた対策設備設計
- **試験・検査性**
  - 耐圧試験/全体及び局部漏えい（気密性）試験/コンファインメントの機能確認試験

参考文献

[1]本会 2011 年秋 N55,2012 年秋 M41 等

*Koichi Higurashi[1], You Akiyama [1], Hidemasa Yamano[2]

[1]MITSUBISHI FBR SYSTEMS., [2]Japan Atomic Energy Agency.

第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドラインに関わる検討 (10)国外次世代 SFR に対する要点

Studies on the Safety Design Guidelines of Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors
(10) Focal Points of Safety Design Guideline for Gen-IV SFR Designs

*久保 重信[1], 岡野 靖[1]
[1]日本原子力研究開発機構

SFR の開発に携わる各国では、互いに影響を及ぼしつつも、それぞれ独自の技術をとりいれた設計を行っている。様々な安全設計上の特徴を持つ各国の次世代 SFR に対して、安全設計クライテリアに適合する設計とするために整備すべき主要系統に対する安全設計ガイドラインの要点を説明する。

キーワード：第 4 世代原子力システム、ナトリウム冷却高速炉、安全設計ガイドライン、シビアアクシデント

1. 緒言　第 4 世代 SFR を対象とした系統別の安全設計ガイドライン(SDG)について、軽水炉との違いや我が国の次世代SFRの設計概念の特徴を踏まえ抽出した14項目の要点についてガイドラインとして記載すべき内容の検討を行っている。ここでは、14 項目に関係する第 4 世代原子炉システム国際フォーラム(GIF)参加国の設計概念に関する情報を収集整理するとともに､GIF における今後の系統別 SDG 構築に資するための検討を行った。

2. 各国の設計概念　対象としたのは、フランスの ASTRID(酸化物燃料、タンク型、電気出力 600MWe)、日本の次世代 SFR(酸化物燃料､ループ型､電気出力 750～1500MWe)､ロシアの BN1200(窒化物燃料､タンク型､電気出力 1200MWe)、韓国の PGSFR(金属燃料、タンク型、電気出力 150MWe)、米国の PRISM(金属燃料、タンク型､電気出力 311MWe)である。炉心については均質炉心に加えてナトリウムボイド反応度低減をねらった上部ナトリウムプレナム付や非均質構成が検討されている。受動的炉停止機構としてキュリー点切離式制御棒や流体圧浮遊式制御棒、炉心損傷の影響緩和策として原子炉容器内底部にコアキャッチャーを設置した設計などがみられる。崩壊熱除去設備については、原子炉容器内設置型が多く、自然循環機能の有無や原子炉容器内の設置位置、熱交換器の型式等によって多様性を持たせている。また、ガードベッセルの外面から冷却する設備を組み合わせる設計も行われている。

3. 系統別ガイドラインにおける考慮事項　14 項目の要点に関する各国の考え方については今後情報を得ていく必要があるが、日本の次世代 SFR と共通化できるものも多い。比較的各国の対応が分かれると考えられるのは､「受動的炉停止または固有フィードバックを活用した炉停止」と「崩壊熱除去設備の信頼性確保（多様性・多重性)」であり、これらについては共通事項を抽出するとともに（図参照)、各国概念特融の留意事項を可能な範囲で検討しておくこととした。

4. 結論　各国の第 4 世代 SFR の設計概念に関する情報を収集分析し、我が国次世代 SFR を対象とした主要な設計留意事項との共通性と留意点を分析した。今後、本結果を GIF における系統別 SDG の検討に資する。本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

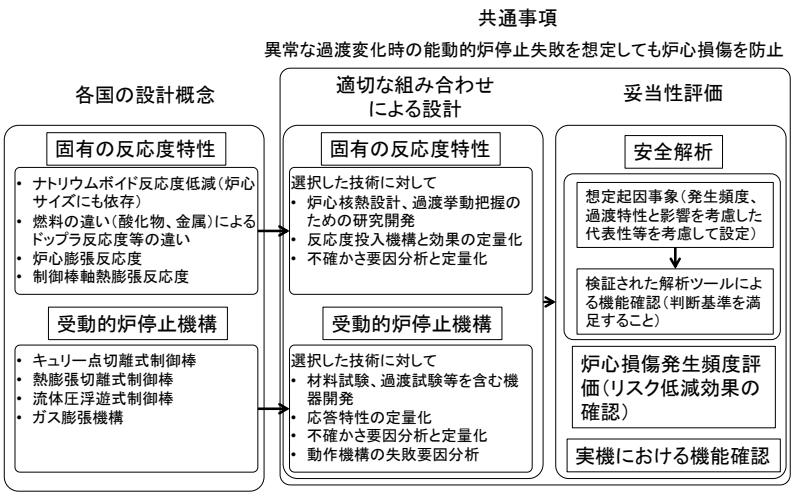


図　受動的炉停止または固有フィードバックを活用した炉停止に関する共通事項の抽出例

* Shigenobu Kubo[1], Yasushi Okano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

次世代ナトリウム冷却高速炉の概念設計に適用する外部ハザード条件の検討

Study on External Hazard Conditions Applied to Conceptual Design of a Next-Generation Sodium-Cooled Fast Reactor

*山野 秀将[1], 川崎 信史[1], 久保 重信[1]
[1]日本原子力研究開発機構

平成23年度に暫定した次世代ナトリウム冷却高速炉の設計用想定外部ハザード条件では厳しい条件を包絡するような不合理な条件としていたことから、本報では、合理的な外部ハザードの条件設定方法を提案し、様々な外部ハザードに対して設計基準及び設計基準を超える設計用想定条件を具体的に設定した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 安全設計要求, 外部ハザード

1. 緒言

第４世代炉ナトリウム冷却高速炉（SFR）の安全設計クライテリア及びガイドライン[1]を構築するにあたっては、プラント概念として成立しうる安全設計要求とする必要がある。そのため、ループ型次世代高速炉を対象として設計成立性を検討しており、外部ハザードに対しても設計対策を検討している。これまで外部ハザード条件は、平成 23 年度に暫定した国内最大かつ海外で厳しい条件を包絡するような設計条件[2]としていたことから過剰な設備要求となっていた。そこで、本研究では、合理的な安全設計方針を構築するため、外部ハザードの条件設定方法を提案し、具体的な設計用想定条件を設定した。

2. 条件設定方法

図１に示すように、今回は国内既設サイトを対象にして、極端な外的事象条件になっている場合は、その不合理な条件を排除して次世代 SFR 設計検討用（リファレンス）条件を設定する。将来的には、極端に厳しいサイトに設置する可能性は否定できないことから、極端な条件についてもオプション設計仕様として設計上の課題を摘出することを提案する。国内既設サイトで近接している場合はグループ化することとし、各サイトの外部ハザード条件の分布を求めて、ある閾値（本研究では 90%を提案）以下の範囲に限定して包絡したものを条件として設定する。その条件設定のイメージを図２に示す。

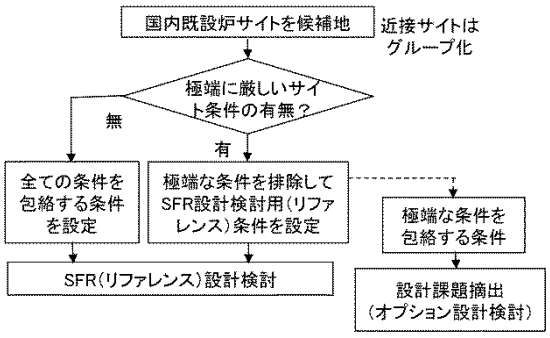


図１　外部ハザード条件設定方法

3. 条件設定

外部ハザードの設計基準は各サイトで定められている。地震・津波はハザード曲線が求められているが、それ以外の自然災害はハザード曲線が求められていないため近接気象観測所のデータベースを利用した。各サイトにおける外部ハザードの設計基準値の平均値と標準偏差を求めて累積正規分布の 90%以下の範囲で最も厳しい条件を選定して、設計基準を設定した。一方、設計基準を超える想定条件として、平成 23 年度暫定条件時と同様に、主要な外部ハザードに対して確率論的に設計基準発生頻度（超過確率）の 1/10 となるように比率を考慮して設定した。

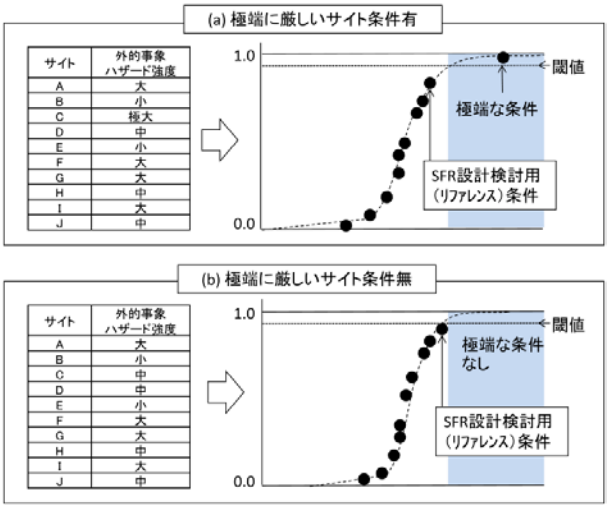


図２　外部ハザード条件設定のイメージ

4. 結言

次世代 SFR 設計のための外部ハザード設定方法を提案し、具体的な設計用想定条件を設定した。

参考文献

[1] 岡野ほか, 原学会 2014 春
[2] 山野ほか, 原学会 2013 春

*Hidemasa Yamano[1], Nobuchika Kawasaki[1] and Shigenobu Kubo[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[3P07-10] Safety evaluations for a fast reactor 5

Chair: Yasushi Okano (JAEA)

Mon. Mar 28, 2016 11:00 AM - 12:00 PM Room P (Lecture Rooms C C200)

[3P07] Evaluation of Sodium Pool Fire and Thermal Consequence in Two-cell Configuration

＊Shuji Ohno[1], Takashi Takata[1], Yuji Tajima[2] （1.JAEA, 2.ENO Suri Kaiseki Research）

11:00 AM - 11:15 AM

[3P08] Containment Responses and Fission Product Behaviour in Loss-of-Reactor-Level Accident of Sodium-Cooled Fast Reactor

＊YE YI[1], Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1] （1.Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, University of Tokyo）

11:15 AM - 11:30 AM

[3P09] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

＊Mitsuhiro Aoyagi[1], Shuji Ohno[1], Masayoshi Uno[2] （1.JAEA, 2.University of Fukui）

11:30 AM - 11:45 AM

[3P10] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

＊Kazuyuki Tsukimori[1], Masanori Ando[1], Hiroki Yada[1], Yoshinari Anoda[2], Masakazu Ichimiya[2], Masayoshi Uno[2] （1.JAEA, 2.University of Fukui）

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

2 セル体系ナトリウムプール燃焼時の熱影響評価

Evaluation of Sodium Pool Fire and Thermal Consequence in Two-cell Configuration

*大野　修司[1]，高田　孝[1]，田嶋　雄次[2]
[1]原子力機構，[2]ENO 数理解析リサーチ

ナトリウム冷却高速炉の安全性向上へ資するために、ナトリウム燃焼解析評価手法の高度化及び妥当性確認を進めている。本報では、開口部でつながる 2 つの部屋の一方でプール燃焼が生じた場合の熱影響に着目して実施したナトリウム燃焼試験及び多セル燃焼影響解析コード SPHINCS による解析結果を示す。

キーワード：高速炉、安全評価、ナトリウム燃焼、通気、解析コード

1. 緒言

高速炉プラントの事故時挙動に関する数値解析評価手法開発の一環として、開口でつながる 2 セル体系におけるナトリウム（Na）のプール状燃焼挙動を対象としたナトリウム燃焼試験[1]について、多セル燃焼影響解析コード SPHINCS[2]による試験解析を実施した。

2. ナトリウム燃焼試験

試験（Run-D3）は、内容積約 71m^3 の鋼板内貼り鉄筋コンクリート製の試験装置内に開口つき仕切り板を設置した体系で、ガスの膨張分を吸収する程度にセル内を換気した状態のもと、底部が 1.5m×1.5m の受け皿に約 55kg、初期温度 500℃の Na を短時間（約 2min）で供給しプール状に燃焼させたものである（図１）。Na 燃焼に伴う現象を観察するため、空間的に複数配置した熱電対で受け皿温度のほか両セル内の約 100 点のガス・構造表面温度、さらには酸素濃度、浮遊エアロゾル濃度等の時間変化を測定した。

3. 試験解析

試験実績に基づき各部初期温度や Na 漏えい条件などの入力データを与え、SPHINCS コードによる本試験の解析を実施した。本コードは多セル体系内における Na 燃焼と熱・物質移行を集中定数系ゾーンモデルで解く。受け皿・ガスなど代表的部位の温度に関する複数の試験測定値と解析結果の比較（図２）から、各部温度の推移が解析で適切に再現されており、Na プール燃焼とそれに伴う両セルのガスや周囲構造物への熱移行が的確に計算できることを確認した。セル２に見られる低温推移のガス温度測定値から、試験では流入した高温ガスがセル２内部で熱成層化したものと推定される。他の部位のガス温度はセル１、２の両者について試験と解析の一致は良く、セル間の開口部における温度差駆動の通気計算モデルが妥当であることを確認した。

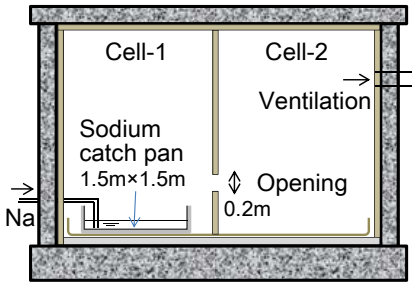


図１　Na 燃焼試験体系

4. 結言

2 セル体系下のプール燃焼挙動を対象とした試験解析から、Na 燃焼と熱移行挙動が SPHINCS コードによって適切に解析されることを明らかにした。熱流動の詳細をも捉えた本試験の測定値は今後多次元 Na 燃焼解析コードの適用性評価にも活用できる。

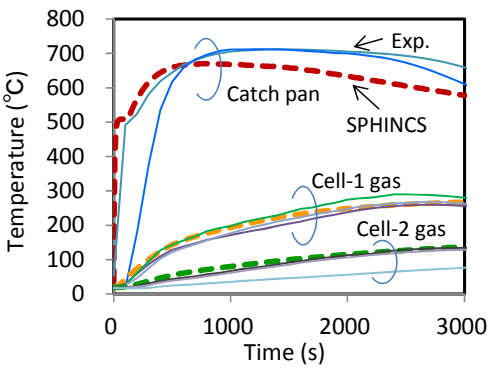


図２　試験測定値と SPHINCS 解析値

参考文献

[1] 大野、日本機械学会 2015 年度年次大会、S0820105

[2] Yamaguchi, et al., NED, 219, p.19 (2003).

*Shuji Ohno[1], Takashi Takata[1] and Yuji Tajima[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]ENO Suri Kaiseki Research

Containment Responses and Fission Product Behavior in Loss-of-Reactor-Level Accident of Sodium-Cooled Fast Reactor

*Ye YI[1], Sunghyon JANG[1]and Akira YAMAGUCHI[1]
[1]Univesity of Tokyo

Abstract

A loss of reactor level accident (LORL) of a sodium cooled fast reactor (SFR) results in core degradation and causes fission products release from the reactor system to the containment. The authors investigate the fission product behavior during the LORL accident of the SFR.

Keywords: LORL, containment response, fission product, SFR, severe accident

Introduction

For seismic induced loss-of-reactor-level accident (LORL) of the SFR, the authors use containment analysis code AZORES[1] to analyze the dynamic responses of the containment responses and fission product behavior.

Event Progression and Fission Product Behavior

The initiating event is a seismic-induced structural failure of the cold-leg pipe of the primary heat transfer system (PHTS). It is assumed that the guard vessel fails as well and the sodium (Na) flows into the PHTS room. Consequently, Na boils in the reactor core at 49.3 minutes and the fuel cladding breaches at 24.1hours (h) and core starts to melt at 26h. Over-pressurization of the PHTS causes RV head plug seal leakage at 16.9 h and the RV head fails at 42.2h.

Figure 1 shows the time transients of the mass of fission products in the containment vessel. The fission products (FPs) are classified into ten groups.[1] As Na leaks into the dome soon after Na boiling, sodium vapor (Na_g) reacts with oxygen (O_2) and produces sodium oxide (Na_2O) and sodium peroxide(Na_2O_2). Since the O_2 is used up, the mass of Na_2O/ Na_2O_2 decreases rapidly at 14.92h, and that of Na_g increases correspondingly and peaks at 17.33h when the plug seal fails. For noble gases, their mass increase at 26.08h when the core begins to melt. Due to the filter system, their mass fluctuates and peaks at 44.58h when the RV head fails. For other FPs, their mass increase after core melt, but obtain relatively low peak amounts, such as Iodine-134kg, Lanthanides-4.94kg.

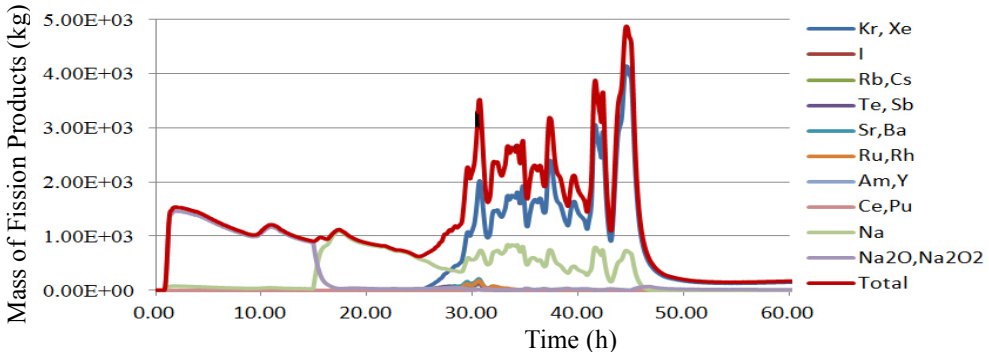


Fig.1 Fission Products in Dome along Time

Conclusion

We can conclude that: from the Na boiling to plug seal damage, the main FPs in the dome is Na_2O, Na_2O_2 and Na_g; and then before the start of core meltdown, Na_g is the main FPs; and then before the break of RV head, noble gases and Na_g are the main FPs, and also Iodine, Cesium and others are also produced, but have relatively low amounts.

Acknowledgement This study is supported by Nuclear Regulatory Authority.

References

[1] JNES, 高速増殖炉の格納施設応答解析手法の整備, JNES/SAE06-105.

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発
（11）多次元ナトリウム燃焼解析コードの熱移行モデル整備

Development of Estimation Technology for Availability of Measure
for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor
(11) Development of Heat Transport Model in Multi–Dimensional Sodium Combustion Analysis Code

*青柳　光裕[1]，大野　修司[1]，宇埜　正美[2]
[1]原子力機構，[2]福井大学

本研究ではナトリウム冷却高速炉の格納容器へ負荷を与えうるリスクの一つとされるナトリウム漏えい燃焼事象に着目し、ナトリウム燃焼時の熱影響詳細評価手法の開発を行っている。本報では燃焼熱の熱移行に関係する乱流モデルの整備について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ナトリウム燃焼、多次元解析

1. 緒言　ナトリウム(Na)冷却高速炉の安全性や信頼性向上を図る上では、様々なリスクに対する評価手法開発が重要である。Na 燃焼事象は格納容器等へ熱負荷や圧力負荷を与えうるリスクの一つであり、その評価手法を整備している。大規模なスプレイ燃焼の発生を仮定すると、局所的な酸欠や浮力による対流等の多次元挙動が格納容器への負荷に影響すると考えられる[1]。そこで本研究では 3 次元熱流動を考慮した Na 燃焼解析コード AQUA-SF[2]を基に、格納容器への熱的負荷の評価等に活用可能な Na 燃焼時の熱影響詳細評価手法の構築を目指している。本報では、雰囲気の熱流動挙動に関わるコード信頼性向上のために実施した乱流モデル整備について報告する。

2. 乱流モデルの評価　AUQA-SF コードに導入されている標準 k-ε モデルを評価するため、実験結果[3, 4]との比較検討を行った。一般に Na 燃焼時には燃焼熱により浮力が発生して自由乱流場が形成されるため、本研究では浮力の影響を伴う加熱噴流実験[3]を解析対象とした。また熱的影響を含まない評価として、等温場での噴流実験[4]の解析も実施した。結果の一例として、図に等温場における解析結果と実験結果[4]を示す。縦軸と横軸は中心線上の速度 U_m と、仮想的な噴流広がり開始位置を原点に補正した x 座標にてそれぞれ無次元化した値である。実験では噴流が扇形に広がり、速度分布は主流方向位置によらず同一形状で相似であったが、解析結果も同じく主流方向位置が変化しても相似形状を保持している。解析結果の分布形状はその半値幅が実験値と比べて 2 割程大きいが、概ね実験結果を再現している。一方で加熱場の解析では実験結果と比べて、熱エネルギーおよび運動量ともに径方向への広がりが過小な傾向が見られた。このことより、乱流場における浮力項の適正化が有効と考えられ、k および ε 方程式の浮力項を中心に解析モデルの見直しを今後実施する予定である。

3. 結論　Na 燃焼時の格納容器への熱影響評価手法の構築を目指し、多次元 Na 燃焼解析コード AQUA-SF の乱流モデルの整備として、既存乱流モデルの課題を抽出した。

謝辞　本研究は文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」として福井大学および再委託先の JAEA が実施した成果の一部である。

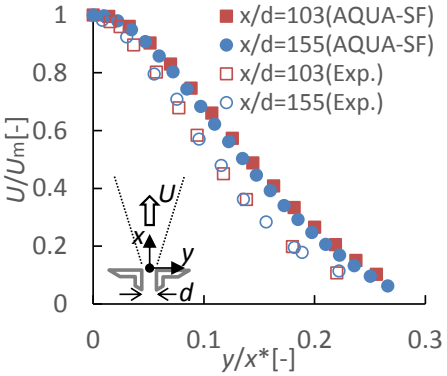


図　等温噴流場における速度分布

参考文献

[1] S. Ohno, et al., ICAPP2013, FF228 (2013)
[2] T. Takata, et al., Nuclear Engineering and Design, 220, pp. 37-50 (2003)
[3] A. Shabbir & W. K. George, J. Fluid. Mech., 275, pp. 1-32 (1994)
[4] G. Heskestad, J. Applied Mech., 32, pp. 721-734 (1965)

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Shuji Ohno [1] and Masayoshi Uno [2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 (12) 格納容器構造健全性評価のためのベローズおよび鏡板構造の試験と解析

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor (12) Test and Finite Element Analysis of Bellows and Head Plate Structures for CV Structural Integrity Assessment

*月森 和之[1]，安藤 勝訓[1]，矢田 浩基[1]，安濃田 良成[2]，一宮 正和[2]，宇埜 正美[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]福井大学

格納容器(CV)は原子炉容器等を内包し、外界とのバウンダリを形成する重要な構造物であることから、バウンダリを構成する機器の中で、相対的に耐圧強度が低いと考えられる構造部位に着目して、限界圧力試験および有限要素法解析による検討を実施した。

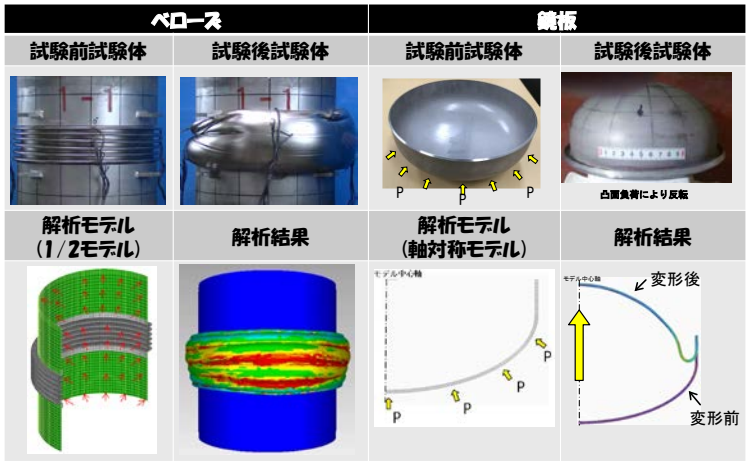
キーワード：構造健全性、格納容器、高速炉、ベローズ、鏡板

1. 緒言

CV の限界圧力の検討の観点より、相対的に限界圧力が小さいと考えられる CV 貫通部配管ベローズに対して破損様式の検証と限界圧力の評価法の開発を目的とした試験および解析を実施した。また、アクシデントマネジメントの検討の観点から, CV 内の 1 次冷却材バウンダリとして中間熱交換器のカバーガスバウンダリベローズおよび中間熱交換器の下部鏡板構造について同様の試験および解析を実施した。

2. 構造物試験および有限要素法解析

ベローズおよび鏡板ともに座屈を経て極限的な変形形状に至った後、バウンダリの破損を生じるまでの試験を実施した。解析は座屈後、計算不能となるまで実施した。右に試験と解析結果の一部を示す。ベローズではスクワームと呼ばれる座屈を生じた後外側に張り出してバルジ変形が進行した。鏡板では、中央部が凹側に膨らむ座屈を生じた後全体が裏返る変形が進行した。耐圧限界は座屈圧力を大幅に上回ることが確認された。



試験および解析結果の比較

3. 今後の展開

今後は、試験および解析を継続するとともに得られた結果に基づき、破損様式の検証と限界圧力の評価法開発に向けて検討を進める予定である。本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、 福井大学が実施した平成 25 および 26 年度「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果の一部である。なお、解析による検討は福井大学からの委託により JAEA が実施した。

*Kazuyuki Tsukimori[1], Masanori Ando[1], Hiroki Yada[1], Yoshinari Anoda[2], Masakazu Ichimiya[2] and Masayoshi Uno[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Fukui

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

[3P11-16] Reprocessing Plant

Chair: Yasuhisa Ikeda (Tokyo Tech)

Mon. Mar 28, 2016 2:45 PM - 4:25 PM Room P (Lecture Rooms C C200)

[3P11] Evaluation of RuO_4 absorption to the water

＊Yuki Shibata[1], Takashi Kodama[1], Kazushi Ogaki[1], Kazunori Suzuki[2], Mikio Kumagai[2] （1.JNFL, 2.UI Sciences Inc.）

2:45 PM - 3:00 PM

[3P12] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

＊Takahiro ISHIO[1], Takashi KODAMA[1], Takahiro CHIKAZAWA[2], Takashi KOBAYASHI[2], Tadashi ISOKAWA[2] （1.JNFL, 2.MMC）

3:00 PM - 3:15 PM

[3P13] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

＊Takashi Kobayashi[1], Takahiro Chikazawa[1], Harumi Sato[1], Takashi Kodama[2], Takahiro Ishio[2] （1.Mitsubishi Materials Cooperation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited）

3:15 PM - 3:30 PM

[3P14] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

＊Yoshikazu Tamauchi[1], Tatsuya Kudo[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Otake[1], Nobuyuki Arai[1], Takahiro Shibahara[2], Wenbin Dai[2], Osamu Kanehira[2] （1.Japan Nuclear Fuel Limited, 2.Mitsubishi Materials Corporation）

3:30 PM - 3:45 PM

[3P15] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

＊Takahiro Shibahara[1], Hirofumi Takenouchi[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）

3:45 PM - 4:00 PM

[3P16] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

＊Wenbin DAI[1], Yoshinori HIRASHIMA[1], Takahiro SHIBAHARA[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）

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

純水中への四酸化ルテニウムの吸収評価

Evaluation of RuO4 absorption to the water

*柴田 勇木[1]，小玉 貴司[1]，大柿 一史[1]，鈴木 和則[2]，熊谷 幹郎[2]

[1]日本原燃(株)，[2](株)UI 技研

揮発性ルテニウム(RuO4)の移行挙動に係る化学的特性について、これまで硝酸/亜硝酸水溶液に吸収された後の化学的形態の変化について報告しているが、本報では揮発性ルテニウムの物質移動係数等の測定を実施し、本試験で得られた物質移動係数を用いて揮発性ルテニウムを含むガスに水スプレーを接触させた場合の低減率を評価した。

キーワード：四酸化ルテニウム，再処理，重大事故，物質移動係数，スプレー

1. 緒言

再処理工場の重大事故である冷却喪失時の蒸発乾固では RuO4 の挙動が重要である。揮発した RuO4 の挙動については凝縮液への吸収が大きな影響を持っていること[1]、および、溶液中に吸収された RuO4 は凝縮液中で亜硝酸により最終的にニトロシル Ru まで還元されることを報告している[2]。本書では、気体の RuO4 の液相への溶解特性を議論するために必要な、物理吸収による RuO4 の物質移動係数を測定した。あわせて、これを用いた例として RuO4 ガスに純水スプレーを噴霧した場合の低減率を評価した。

2. 実験

RuO4 含有空気をフラスコ内に 10 分通気した後、通気を継続しながらフラスコ内に所定濃度の硝酸 50mL を注入した。硝酸注入と同時にフラスコ内気相ないし気液両相の撹拌を開始した。20 分毎に吸収液からの試料採取、吸収液の交換を繰返した。また、フラスコ下流にはガス吸収ビンを設置し、フラスコ外部へ流出した RuO4 を回収した。試料中の RuO4 は塩酸およびアスコルビン酸添加により固定化し、試験終了後 ICP-AES で定量した。

3. 結果

測定した溶液中の Ru 濃度および Sasahira により報告された Henry 定数[3]を用いて、撹拌ありの場合は液面への物質移動係数を、撹拌無しでは RuO4 の液相での拡散係数 D を無限深さの 1 次元拡散の式を用いて求めた。この結果を用いて Stokes-Einstein の関係式(μD=一定; μ:粘性係数)から純水における拡散係数を算出すると 20℃で 7.3×10^{-10}m^2/s となり、各種物質の拡散係数と同程度の値となった。これにより RuO4 と水との反応ないし解離が無く、密度差による沈降流の影響が無いことが確認できた。

4. 適用例

上記の結果に加え、放水機器メーカのカタログ等から、放水装置で外部から建物内に水を吹き込んだとして DF=5000 を得るために必要な水量，液滴径および水温の関係を評価した。ここでは、液滴径 0.3～5mm，最大水量 20000 L/min，水温 10～30℃で 2 か所から放水することを想定して評価を行うこととし、液滴中の対流が無い(拡散律速)と仮定し、3.で算出した撹拌なしの拡散係数 D と粒径から算出した終端速度に基づく接触時間 t から、浸透説に基づいて物質移動係数$2\sqrt{D/\pi t}$ m/s を与えた。

この結果を用いて、硝酸蒸気に同伴された RuO4 ガスが流入する特定の領域に連続的に水を噴霧した場合の Ru の除去率を評価した結果、図 1 の関係が得られた。これにより、十分多量の水を微細化して噴霧することにより Ru を低減させることができること、除去の効率には水量，水温，液滴径が大きな影響をもつことが確認された。

表 1 物理吸収による総括物質移動係数および拡散係数

硝酸濃度 M	撹拌	物質移動係数 ×10^{-6} m/s	拡散係数 ×10^{-10}m^2/s
10	有	2.2	-
10	無	-	4.1
10	有	1.4	-
4	無	-	7.0
4	有	1.4	-
2	有	1.3	-

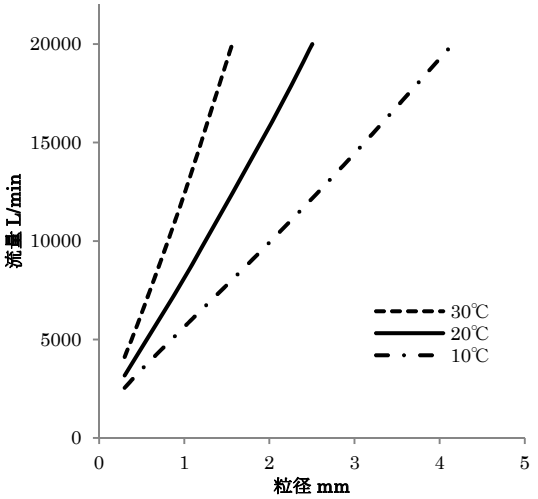


図 1 液滴径とスプレー流量の関係(DF:5000)

5. 結論

RuO4 が純水へ物理吸収する場合の吸収量を測定して物質移動係数を推定し、これを用いて RuO4 ガスに純水を噴霧した場合の水量，水温，液滴径をパラメータとした評価を行った。今後、液滴径等を確認する予定である。

参考文献

[1] T.Kodama, et.al., "Experiments on the leak path factor of ruthenium volatilized from high-level liquid waste tanks in a reprocessing plant in case of the boiling and drying accident", J Nucl.Sci.Technol, 52[4], 467–471(2015)

[2] 柴田ら，日本原子力学会「2014 年秋の大会」D35

[3] A.Sasahira, et.al., "Application of “Hydration Model” to Evaluate Gas Phase Transfer of Ruthenium and Technetium from Reprocessing Solutions", J Nucl.Sci.Technol, 31[11] 1222-1229 (1994)

*Yuki Shibata[1], Takashi Kodama[1], Kazushi Ogaki[1], Kazunori Suzuki[2] and Mikio Kumagai[2]

[1]Japan Nuclear Fuel Ltd., [2]UI Sciences Inc.

再処理工場水素爆発事故時における放射性物質移行率の調査
（4）小型試験　その 2

Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant
(4) Small scale test　Part2

*石尾 貴宏[1]，小玉 貴司[1]，近沢孝弘[2]，磯川 忠[2]，小林 卓志[2]
[1]日本原燃，[2]三菱マテリアル

水素爆発事故時の安全評価における放射性溶液貯槽から排気系への放射性核種の移行率（ARF）の設定精度向上のために試験検討を行っている。小型加圧容器を使った ARF データ取得試験において、新たに取得した試験結果について報告する。

キーワード：放射性分解、水素、爆発事故、空中移行率、再処理工場

1. 緒言

再処理工場における水素爆発事故時の安全評価で使用している放射性核種の貯槽からの移行率（ARF）は米国エネルギー省(DOE)の試験結果[1]を参考としているが、詳しい試験条件が記載されていないことから、安全評価の精度を高めるためにはさらなる知見が必要である。そこで小型加圧容器を使った試験検討を行っており筆者らは、前回までに「圧力」「保持時間」の変化が ARF に影響を与える因子とその影響度合いについての調査を行い、得られた結果を報告した[2]。今回はさらに他のパラメータが ARF に与える影響について調査した結果を報告する。

2. 試験条件

NUREG/CR-3093[1]に基づいた試験装置を製作し、圧力開放試験を実施した。まず、硝酸セリウム溶液(硝酸プルトニウム溶液を模擬)を張った試験容器を空気で所定圧力まで加圧した。次に、所定時間保持後に圧力開放バルブを開放した。

ARF に影響を与えるパラメータとして、「圧力」「保持時間」「溶液量」「溶液深さ」「表面積」「硝酸セリウム濃度」について調べた。

3. 結果

図-1 に圧力による ARF の変化と、NUREG の報告値との比較を示す。また、図-2 に圧力保持時間を変化させた際の ARF の変化と既往の文献値との比較を示す。

図-1 の実験結果から、圧力の増加に伴い ARF も大きくなることが確認されたが、高圧になるにつれて、NUREG の報告値と比較して今回の実験結果は小さい ARF となった。また、図-2 に示すように、所定圧力到達～圧力開放までの保持時間を 3600s としても、NUREG の報告値よりも小さい ARF となった。

圧力の増加に伴い ARF も大きくなっていることから、溶液に溶け込んだ空気が放出される際、溶液も系外に放出されていると考える。水素爆発は一瞬で進行することから、今回の試験結果は保守的なデータであり、実際の水素爆発における ARF はさらに小さくなることが予想される。

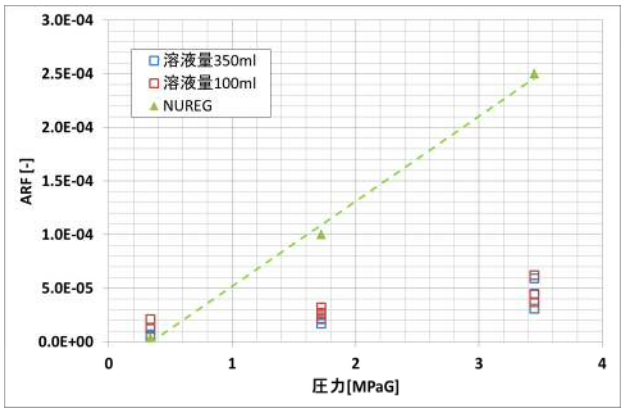


図-1　圧力による ARF の影響(保持時間 1s)

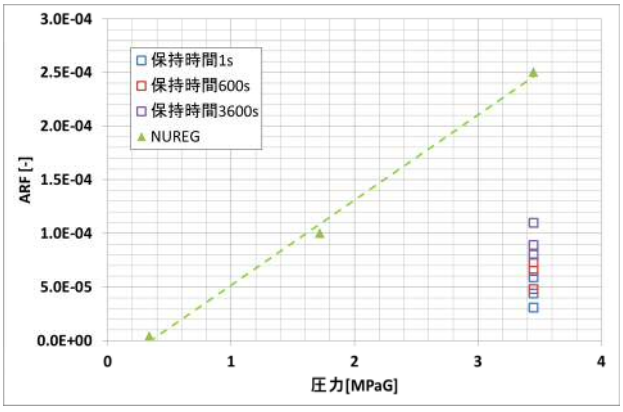


図-2　保持時間による ARF の影響
(溶液量 350ml、圧力 3.45MPaG)

参考文献

[1] U. S. Nuclear Regulatory Commission, “Aerosols Generated by Releases of Pressurized Powders and Solutions in Static Air” NUREG/CR-3093, PNL4566 (1983)
[2] 小林卓志，竹之内宏文，小玉貴司，石尾貴宏，日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集　G48, p.357 (2015)

*Takahiro ISHIO[1], Takashi KODAMA[1], Takahiro CHIKAZAWA[2], Tadashi ISOKAWA[2] and Takashi KOBAYASHI[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]Mitsubishi Materials Corporation.

再処理工場水素爆発事故時における放射性物質移行率の調査
（5）環状容器試験　その 2

Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant
(5) Experiment on using dummy annular vessel Part2

*小林 卓志[1]，近沢 孝弘[1]，佐藤 春美[1]，小玉 貴司[2]，石尾 貴宏[2]
[1]三菱マテリアル，[2]日本原燃

水素爆発事故時の安全評価における放射性溶液貯槽から排気系へ放出される核種移行率（ARF）の精度向上のため、実機を模擬した環状容器で試験を実施している。これまで得られた試験結果を報告する。

キーワード：放射性分解，水素，爆発事故，空中移行率，再処理工場

1. 緒言

再処理工場における水素爆発事故時の安全評価で使用している ARF は米国エネルギー省の試験結果[1]を参考としているが、詳しい試験条件が記載されていない。そこで、実機を模擬した試験装置で水素爆発を発生させる ARF 取得試験を実施している[2]。

2. 試験条件

試験装置は Pu 濃縮液貯槽の気相部付近を模擬した直径約 3.8m、内容積 86L のドーナツ形状の環状容器であり（図-1）、43L の硝酸セリウム水溶液を張っている。容器内気相部で水素爆発を発生させ、その際に排ガス系に移行する溶液量を測定し、ARF を評価した。あわせて、容器内の圧力変化を記録した。基本条件は、着火点 A／排ガス出口配管（配管 A）長さ 2m，曲がり角 1 個／水素濃度 30%とする。基本条件から着火点、排ガス出口、水素濃度をパラメータとして変化させた。

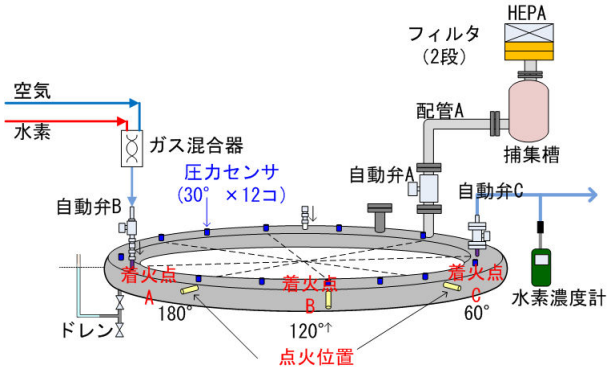


図-1　試験装置

3. 試験結果

基本条件と各パラメータ試験の ARF（3 回繰り返し試験の中央値）を図 - 2 に示す。パラメータによって得られた ARF にばらつきはあるものの、いずれも 10^{-6} 以下であり、[1]に比べて 2 桁以上小さい数値であった。また、水素濃度 30%ではピーク時に 3.5MPa を超える圧力が検出されたが、水素濃度 20%以下では 0.1MPa 以下であった。本試験では、ピーク時圧力と ARF に直接的な関係性は確認されなかった。

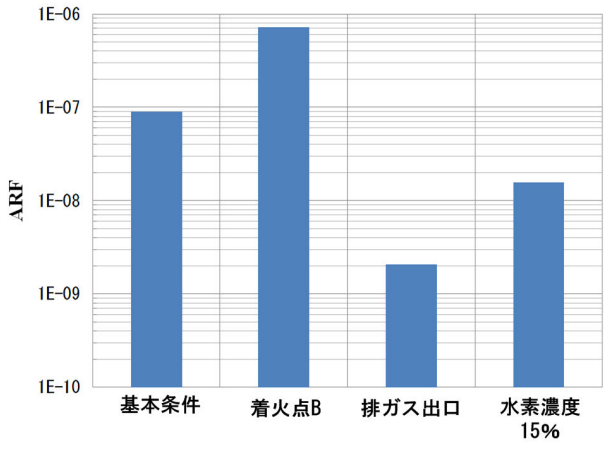


図-2　環状容器水素爆発試験における ARF

参考文献

[1]U. S. Nuclear Regulatory Commission, “Aerosols Generated by Releases of Pressurized Powders and Solutions in Static Air” NUREG/CR-3093, PNL4566 (1983)

[2] 石尾貴宏，小玉貴司，小林卓志，竹之内宏文，日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集　G49, p.358 (2015)

*Takashi Kobayashi[1], Takahiro Chikazawa[1], Harumi Sato[1], Takashi Kodama[2] and Takahiro Ishio[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 （1）全体概要

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant
(1) Overview

*玉内義一[1]、工藤達矢[1]、中野正直[1]、坂上直哉[1]、大竹弘平[1]、荒井宣之[1]、
柴原孝宏[2]、戴文斌[2]、兼平修[2]
[1]日本原燃㈱、[2]三菱マテリアル㈱

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解析・実験を実施している。本プロジェクトの全体概要を報告する。

キーワード：水素爆発、燃焼挙動、六ヶ所再処理工場

1. 緒言

六ヶ所再処理工場における重大事故事象の一つとして「放射線分解により発生する水素による爆発」が挙げられる。本事象に対する重大事故対策を打つに当り実際の爆発時の燃焼挙動を把握しておくことは重要である。特に、再処理工場の機器内の障害物の影響を考慮した調査はこれまで実施されていない。本プロジェクトにおいては、網羅的に燃焼挙動を調査し、機器の閉じ込め機能等の確認を行うことを目的として、爆発試験および燃焼解析、構造解析を行っており、本稿では全体概要について説明する。

2. 対象機器の選定

機器の閉じ込めに悪影響を及ぼす可能性のある現象として、DDT(Deflagration-to-Detonation Transition)に留意する必要がある。DDT は火炎伝播経路の障害物やジェット着火により引き起こされることがある[1]ため、機器内の構造物を忠実にモデル化する必要がある。検討対象となる機器は 88 機器でありそれぞれ容積、構造等が異なることから、代表機器を選定する。

2-1. 空間容量による分類

検討の分類として、先行プラントの例を参考に空間容量が 200L 以下の機器は爆発しても影響は小さいと仮定し小容積機器と分類した。本仮定の妥当性を当量比の試験により確認する。また、空間容量が 200L より大きい機器については大型機器と位置づけ、重大事故対策時の濃度として想定される水素濃度 8～12vol%での爆発を想定する。

2-2. 容器形状、構造等による分類

小容積機器、大型機器それぞれにおいて機器の形状、内部構造物の傾向等を用いて網羅的に代表機器を選定した。代表機器について爆発試験及び燃焼解析、構造解析を行い、燃焼挙動を調査した。

3. 結論

次報において、環状槽等の試験結果、解析結果を報告する。その他については別途報告する予定である。

参考文献

[1] Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition in Nuclear Safety, NEA/CSNI/R(2000)7, OECD/NEA, (2000)

---

*Yoshikazu Tamauchi[1], Tatsuya Kudou[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Ootake[1], Nobuyuki Arai[1], Takahiro Shibahara[2], Wenbin Dai[2], Osamu Kanehira[2]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]Mitsubishi Materials Corporation

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
（2）環状槽等の爆発試験

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(2) Hydrogen explosion experiment of simulated annular vessels

*柴原孝宏[1]、竹之内宏文[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解析・実験を実施している。代表機器の環状槽及びスラブ槽を模擬した試験容器を製作し、水素爆発試験を実施した結果を報告する。

キーワード：水素爆発試験、環状槽、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、実際の環状槽およびスラブ槽を模擬した試験容器を製作し、爆発試験を実施した。結果概要について報告する。

2. 実験

2-1. 模擬容器

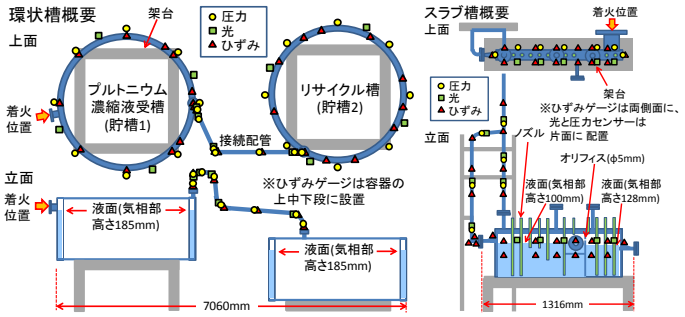


図1 試験容器概略

ジェット着火現象が起こり得る容器形状として、環状槽(プルトニウム濃縮液貯槽およびリサイクル槽をオーバーフローラインで連結したもの)及びスラブ槽(補助油水分離槽)を選定し、実機における気相部の形状を内部構造部も含めて模擬した試験容器を製作、試験した。なお、各試験容器の材質は SUS304 とした。

2-2. 試験条件

試験容器の概略を図 1 に示す。試験容器には PCB 製圧力センサ(環状槽:113B26、スラブ槽:113B24)、ソーラボ製フォトディテクタ(PDA25K-EC)、東京測器研究所製ひずみゲージ(QFRA-1-17-6FA-25LT)を設置し、サンプリングレート 10 μs で圧力、光、ひずみの各データを取得した。なお、水素濃度は環状槽 12vol%、スラブ槽 30vol%とし、環境衛生研究所製放電型着火エネルギー試験機(MIES-10)を用いて 100、500mJ で着火した。

3. 結果

環状槽の最大圧力は接続配管で 0.15MPa 程度となり、ジェット着火は認められなかった。最大ひずみは 0.01%程度と弾性域であった。スラブ槽の最大圧力は容器部で 3MPa 弱、配管部で 1MPa 以上となり、爆轟に遷移したと考えられる。しかしながら、最大ひずみは 0.1%程度と弾性域であり、容器の健全性が保たれていることを確認した。なお、本試験条件では爆発挙動の着火エネルギー依存性は認められなかった。また、環状槽で計 5 回、スラブ槽で計 3 回の試験を実施し、再現性のある結果が得られた。

---

*Takahiro Shibahara[1], Hirofumi Takenouchi[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
（3）環状槽の燃焼解析、構造解析

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(3) Combustion analysis and structural analysis of simulated annular vessels

*戴文斌[1]、平島好規[1]、柴原孝宏[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解析・実験を実施している。代表機器の一つの環状槽について、燃焼解析および構造解析の結果を実験との比較を含めて報告する。

キーワード：水素爆発、環状槽、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、環状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

環状槽の代表機器の爆発試験と同様の寸法、内部構造物をモデル化した。解析モデルを図 1 に示す。

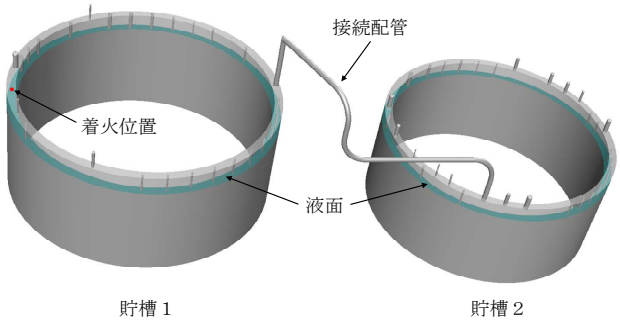


図 1．燃焼解析モデル図

2-2. 解析条件

燃焼解析には、ANSYS Fluent を用いた。各貯槽気相部及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。貯槽、配管壁面は断熱として扱い、貯槽内溶液の流動性、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機器及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。

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。最大で 1.3MPa の過圧となり、着火点の存在しない貯槽 2 の圧力が大きく評価された。構造解析においては、貯槽外胴において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 2.1E-5 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。爆発試験の結果と解析結果を比較すると発生圧力に差があるが、理想的に燃焼が伝播した場合において発生する圧力を想定しても機器の健全性は維持されることが確認できた。また、解析は十分安全側な結果を与えることを確認した。

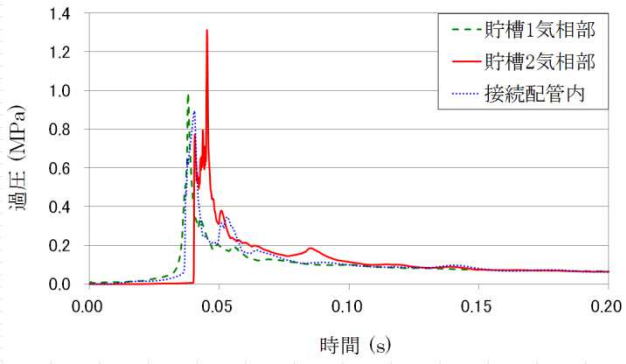


図 2．各領域の最大圧力の時刻歴

*Wenbin Dai[1], Yoshinori Hirashima[1], Takahiro Shibahara[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

General Meeting

[GM16]「保健物理・環境科学部会」第32回全体会議

Mon. Mar 28, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[GM16] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 28, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room A)

[GM16] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[GM17]「社会・環境部会」第34回全体会議

Mon. Mar 28, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[GM17] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 28, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room B)

[GM17] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[GM18]「原子力発電部会」第29回全体会議

Mon. Mar 28, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[GM18] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 28, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room D)

[GM18] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[GM19]「再処理・リサイクル部会」第30回全体会議

Mon. Mar 28, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[GM19] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 28, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room F)

[GM19] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[GM20] 「核データ部会」第33回全体会議

Mon. Mar 28, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[GM20] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 28, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room J)

[GM20] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[GM21]「加速器・ビーム科学部会」第35回全体会議

Mon. Mar 28, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[GM21] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 28, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room M)

[GM21] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan