Sat. Mar 26, 2016

Planning Lecture | Over View Report：Over View Report 1

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A Lecture Rooms B B102

[OV01] Report from the Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal; Dialogue with Young Researchers on Consensus Building Process for HLW Disposal

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)

[OV0101] (1)Keynote Speech

＊Hiroyuki Torii[1] (1.New Technology 21)

[OV0102] (2)A precedent of Public Meeting for HLW Disposal Project

＊Tomoko Murakami[1] (1.IEE Japan)

[OV0103] (3)Activity of Young Generation in Sweden

＊Jun Nishiyama[1] (1.Tokyo Inst. of Technol.)

[OV0104] (4)Study on collaborative deliberation between citizens and experts for policy alternatives of high level radioactive waste management

＊Rin Watanabe[1] (1.Univ. of Tokyo)

Planning Lecture | Over View Report：Over View Report 2

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D Lecture Rooms B B104

[OV02] Safety of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) (Interim report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs)

Chair: Nobuyuki Ueda (CRIEPI)

[OV0201] (1)Status of the research committee

＊Nobuyuki Ueda[1] (1.CRIEPI)

[OV0202] (2)Safety characteristics and safety design of HTGR

＊Kazumasa Suyama[1] (1.MHI)

[OV0203] (3)Safety of HTGR fuel

＊Masaki Honda[1] (1.NFI)

[OV0204] (4)Safety of graphite components in HTGR

＊Eiji Kunimoto[1] (1.TOYOTANSO)

[OV0205] (5)Status of IAEA CRP on HTGR safety design

＊Hirofumi Ohashi[1] (1.JAEA)

Planning Lecture | Over View Report：Over View Report 3

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F Lecture Rooms B B201

[OV03] Activity Report of the Investigation Committee on Development of Activity and Risk Evaluation Method for Faults by Engineering Approach

Chair: Koji Okamoto (Univ. of Tokyo)

[OV0301] (1)Introduction of the Investigation Committee

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

[OV0302] (2)On Numerical Models for Mechanical behavior of Rock Mass

＊Takashi Kyoya[1] (1.Tohoku Univ.)

[OV0303] (3)Facilitation of cooperative discussion among scientists and engineers to cope with fault rapture hazards

＊Kazuo Tani[1] (1.Tokyo Univ. of Marine Science and Technology)

[OV0304] (4)An Interim Report of the Investigation Committee

＊Takashi Dodo[1] (1.JANSI)

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：Computational Science and Engineering Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B Lecture Rooms B B101

[TN01] Current Status and Practical Examples of Code V&V

Chair: Naoto Kasahara (Univ. of Tokyo)

[TN0101] (1)Current Status of Code V&V in Reactor Physics

＊Masahiro Tatsumi[1] (1.NEL)

[TN0102] (2)Code V&V and Scaling in Thermal-Hydraulics

＊Hideo Nakamura[1] (1.JAEA)

[TN0103] (3)Current Status of Code V&V in Various Research Area

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

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：Fusion Engneering Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J Lecture Rooms C C102

[TN03] Development strategy of advanced type liquid breeder blanket in fusion DEMO reactor

Chair: Masatoshi Kondo (Tokyo Tech.)

[TN0301] (1)Development of advanced blanket systems in stratedy for DEMO

＊Teruya Tanaka[1] (1.NIFS)

[TN0302] (2)R&D on long-life liquid blanket in NIFS Fusion Engineering Research Project

＊Akio Sagara[1] (1.NIFS)

[TN0303] (3)Present status of R&D on ceramic materials as functional structure of the advanced blanket system

＊Takashi Nozawa[1] (1.JAEA)

[TN0304] (4)Discussions

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 1

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H Lecture Rooms B B204

[BC01] Improvement of the Level 3 PRA standard and its significance

Chair: Yoshiyuki Narumiya (Risk Technical Committee, KEPCO)

[BC0101] (1)The significance of the risk assessment for environmental impact

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

[BC0102] (2)Summary of Level 3 PRA standard's update

＊Toshimitus Homma[1] (1.JAEA)

[BC0103] (3)Dispersion and deposition of radioactive materials and evaluation of exposure

＊Katsunori Ogura[1] (1.CRIEPI)

[BC0104] (4)Comprephensive discussion

Yoshiyuki Narumiya[1] (1.KEPCO)

Planning Lecture | Other Session：JST

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N Lecture Rooms C C202

[OT01] Outline of MEXT competitive funds for nuclear technology

Chair: Shinichi Higuchi (JST)

[OT0101] (1)Outline of R&D programs for nuclear technology in competitive funds

＊Kenichi Sumimoto[1] (1.JST)

[OT0102] (2)Discussion

Sun. Mar 27, 2016

Planning Lecture | Over View Report：Over View Report 4

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I Lecture Rooms B B200

[OV04] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System ofRadioactive Wastes Generated by Fukushima-Dai-ichi Nuclear Accident

Chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)

[OV0401] (1)Background and objectives of this study

＊Yasuhisa Ikeda[1] (1.Tokyo Inst. of Technol.)

[OV0402] (2)Results of studies on radioactive waste characterization

Characteristics of fuel debris and their leaching behavior

＊Nobuaki Sato[1] (1.Tohoku Univ.)

[OV0403] (3)Results of studies on radioactive waste treatments

Evaluations of treatment techniques for solid and liquid wastes

＊Hitoshi Mimura[1] (1.Tohoku Univ.)

[OV0404] (4)Results of studies on radioactive waste disposal

Evaluations of effects of uncategorized wastes on disposal

＊Kazuya Idemitsu[1] (1.Kyusyu Univ.)

Planning Lecture | Jointly-projected Session：Division of Nuclear Fuel, Thermal Hydraulics Division, Computational Science and Engineering Division, Health Physics and Environment Science, Division of Water Chemistry

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A Lecture Rooms B B102

[JS01] Behavior of fission products in Fukushima Daiichi NPP under severe accidents - Overview of FP behavior under accidents and approaches toward advanced source term analysis-

Chair: Seiichi Koshizuka (Univ. of Tokyo)

[JS0101] (1)Evaluation of FP behavior under accidents

＊Masanori Naitoh[1] (1.IAE)

[JS0102] (2)Evaluation of FP release based on the environment data

＊Haruyasu Nagai[1] (1.JAEA)

[JS0103] (3)Understanding of FP behavior based on mass balance

＊Shunsuke Uchida[1] (1.IAE)

[JS0104] (4)Fundamental aspects of FP behavior and challenge toward further research subjects

＊Masahiko Ohsaka[1] (1.JAEA)

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：Committee on Nuclear Non-Proliferation, Safeguards and Security

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B Lecture Rooms B B101

[TN04] Challenges and Proposal on Nuclear Safety and Security (2S)

Chair: Hiroshi Miyano (Nuclear Safety Committee, Standards Committee, AESJ)

[TN0401] (1)Overview of SS Subcommittee Meeting

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

[TN0402] (2)Assessment of Sabotage Target and Protected Area/Equipments

＊Shigeki Arai[1] (1.SS Subcommittee, AESJ)

[TN0403] (3)Importance of Insider Detection Measures and Investigation of New Detection System

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

[TN0404] (4)Rational Decision Making on Sabotage Countermeasures

＊Mitsutoshi Suzuki[1] (1.SS Subcommittee, JAEA)

[TN0405] (5)Necessity of Comprehensive Nuclear Security Measures based on Interface of Nuclear Safety and Secuirty

＊Seishi Nishida[1] (1.SS Subcommittee, St. Marianna University School of Medicine)

[TN0406] (6)Experiences and Challenges on Nuclear Seurity Culture-building and Education

＊Yo Nakamura[1] (1.SS Subcommittee, JAEA)

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：International Affairs Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F Lecture Rooms B B201

[TN05] The French nuclear power sector : current status and future trends

Chair: Atsushi Mukunoki (JGC)

[TN0501] The French nuclear power sector : current status and future trends

＊Sunil Félix[1] (1.French Embassy)

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：Materials Science and Technology Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H Lecture Rooms B B204

[TN06] Direction of Integrity Investigation Technology for RPV after Fukushima Nuclear Disaster

Chair: Koji Fukuya (INSS)

[TN0601] (1)Recent Trend of Structural Integrity Evaluation of RPV

＊Shinobu Yoshimura[1] (1.Univ. of Tokyo)

[TN0602] (2)Fracture Toughness Evaluation by the Master Curve Method

＊Masato Yamamoto[1] (1.CRIEPI)

[TN0603] (3)Application of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis

＊Takatoshi Hirota[1] (1.MHI)

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：Division of Radiation Science and Technology

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K Lecture Rooms C C101

[TN07] Potential of Muon Engineering

Chair: Jun Kawarabayashi (Tokyo City Univ.)

[TN0701] (1)Muon and Beam Line in J-PARC (MUSE)

＊Yasuhiro Miyake[1] (1.KEK)

[TN0702] (2)Development of Muography Detector for Underground Cavity Survey

＊Tadahiro Kin[1] (1.Kyusyu Univ.)

[TN0703] (3)Cosmic Muon Measurement and its Application by Nuclear Emulsion

＊Kunihiro Morishima[1] (1.Nagoya Univ.)

[TN0704] (4)Non-destractive Inspectin for Nuclear Power Plant by Cosmic-ray Muon

＊Kuniyoshi Takamatsu[1] (1.JAEA)

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：Advanced Reactor Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N Lecture Rooms C C202

[TN08] International Review on Safety Requirements for Monju

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

[TN0801] (1)Overview of International Review

＊Shinzo Saito[1] (1.JAEA)

[TN0802] (2)Safety Requirements for Monju

＊Koji Okamoto[1] (1.Univ. of Tokyo)

[TN0803] (3)Domestic Review

＊Yoshio Kani[1] (1.Tokai Univ.)

[TN0804] (4)International Review

＊Ryodai Nakai[1] (1.JAEA)

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：Reactor Physics Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Lecture Rooms C C201

[TN09] Present status of the domestic code system development and future plans

Chair: Go Chiba (Hokkaido Univ.)

[TN0901] (1)Present status of the versatile reactor analysis code system MARBLE development and future plans

＊Kenji Yokoyama[1] (1.JAEA)

[TN0902] (2)Present status and future prospects of the MVP code

＊Yasunobu Nagaya[1] (1.JAEA)

[TN0903] (3)Recent development and future plans of the PHITS code

＊Yasunobu Nagaya[1] (1.JAEA)

[TN0904] (4)Present status of the FRENDY system development and future plans

＊Kenichi Tada[1] (1.JAEA)

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 2

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P Lecture Rooms C C200

[BC05] Probabilistic seismic hazard assessment for NPP in Japan based on the SSHAC guideline

Chair: Hiroyuki Kameda (CRIEPI)

[BC0501] (1)Objective of this session –key challenges to evaluate epistemic uncertainties-

＊Hiroyuki Kameda[1] (1.Professor emeritus of Kyoto Univ.)

[BC0502] (2)The importance and significance of seismic hazard assessment in seismic PRA

＊Katsumi Ebisawa[1] (1.CRIEPI)

[BC0503] (3)The application of SSHAC guideline to the probabilistic seismic hazard assessment in Japan

＊Toshiaki Sakai[1] (1.CRIEPI)

[BC0504] (4)The outline of probabilistic seismic hazard assessment for intraplate erathquakes/Key challenges of the assessment and the direction of resolution.

＊Takashi Kumamoto[1] (1.Okayama Univ.)

[BC0505] (5)Project plan document for SSHAC study

＊Masato Nakajima[1] (1.CRIEPI)

Planning Lecture | Other Session：Fellow Planning Subcommittee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J Lecture Rooms C C102

[OT02] The Eighth AESJ Fellows Meeting

Chair: Akira Kawahara

[OT0201] (1)Human Resources Development in National College of Technology for Nuclear Safety and Decommissioning

＊Seichi Sato[1] (1.Fukushima National College of Tech.)

Mon. Mar 28, 2016

Planning Lecture | Over View Report：Over View Report 5

1:00 PM - 2:00 PM JST | 4:00 AM - 5:00 AM UTC | Room I Lecture Rooms B B200

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

Chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)

[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)

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D Lecture Rooms B B104

[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.)

[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.)

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J Lecture Rooms C C102

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

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

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

nuclear transmutation and fusion

＊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)

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M Lecture Rooms C C106

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

Chair: Jinfuen Yan (Osaka Univ.)

[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.)

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 3

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P Lecture Rooms C C200

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

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

[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.)

Planning Lecture | Over View Report：Over View Report 1

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sat. Mar 26, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A Lecture Rooms B B102

[OV01] Report from the Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal; Dialogue with Young Researchers on Consensus Building Process for HLW Disposal

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)

[OV0101] (1)Keynote Speech

＊Hiroyuki Torii[1] (1.New Technology 21)

[OV0102] (2)A precedent of Public Meeting for HLW Disposal Project

＊Tomoko Murakami[1] (1.IEE Japan)

[OV0103] (3)Activity of Young Generation in Sweden

＊Jun Nishiyama[1] (1.Tokyo Inst. of Technol.)

[OV0104] (4)Study on collaborative deliberation between citizens and experts for policy alternatives of high level radioactive waste management

＊Rin Watanabe[1] (1.Univ. of Tokyo)

総合講演・報告 1「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会報告

HLW 処分の社会的合意形成プロセスに関する若手研究者との対話

Dialogue with Young Researchers on Consensus Building Process for HLW Disposal*

*鳥井弘之[1]，*村上朋子[2]，*西山　潤[3]，*渡辺　凛[4]

[1] NPO テクノ未来塾，[2]エネルギー経済研，[3]東工大，[4]東大院

1. これまでの経緯

2011 年 3 月 11 日の原子力災害をきっかけに、わが国の原子力政策の見直しの気運が高まり、全量再処理方針の再検討も議論の俎上にのぼった。また、事故炉の燃料デブリや研究炉燃料など、メインストリームの使用済燃料の扱いについても今後、対処が求められることが浮き彫りとなった。こうした流れの中で、2012 年 6 月の原子力委員会決定、2014 年 4 月閣議決定の「エネルギー基本計画」、2015 年 5 月閣議決定の「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」といった国の重要な政策文書がいずれも、使用済燃料の直接処分についての調査研究の必要性や調査研究の推進を明示することとなった。本委員会はこのような状況を受け、使用済燃料を直接処分するとした場合の技術的課題、社会環境へのインパクト、合意形成の道筋等について議論を進めてきた。これらのうち、技術的な課題としては、使用済燃料に含まれるプルトニウムの存在による核不拡散上の課題の重さに関する議論を除けば、超長期にわたる安全性も含めて、ガラス固化体処分と大きな相違はない事が確認されてきた。なお、ここ一年ほどの政府の動きとして、再処理事業の認可法人化等、全量再処理政策の再確認と受け止められる動きもあるものの、上記の通り、最新の政府文書においても直接処分の研究開発や制度面の検討の推進は依然として「必要」との位置づけに変化がないことに留意されたい。

当委員会はこれまで（2016 年 2 月末現在）33 回の委員会を持ち、その成果の一部については 2014 年春の年会から 2015 年秋の年会まで 4 回連続で企画セッションを開催し、世代間倫理の問題や直接処分の核燃料サイクル政策における意義、政治や行政の役割と言ったテーマで議論を進めてきた。また並行して、平成 25 年度における議論をまとめた中間報告書をリリースし、関係者に配布することで、委員会外からのコメントも頂き、さらに議論を進めることができた。現在はこれまでに委員会や企画セションでなされてきた議論に基づき、中間報告書をベースとした最終報告書の執筆に取り組んでいる。また、昨年 4 月より原子力青年ネットワーク連絡会及び学生連絡会からのオブザーバー参加を求め、より若い世代との意見交換も進めてきており、昨年秋の大会では「若手研究者との対話」と名打って、若手オブザーバー他から当委員会の議論に対する意見を求めた。

2. 2016 年春の年会における議論

2-1. セッションの枠組み

冒頭、当委員会主査より本セッションの趣旨を中心としてキーノートスピーチを行い、当セッション参加者に対して意識づけを行った上で、当委員会委員から「使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に関わる市民の疑問と事業者の対応」と題して、スウェーデンの処分サイトの立地に関わる事業者と地域住民との対話について紹介する。その後、オブザーバー参加している二人の若手研究者から

[1] *Hiroyuki Torii[1], Tomoko Murakami[2], Jun Nishiyama[3] and Rin Watanabe[4]

[1]New Technology 21., [2]IEE Japan,[3]Tokyo Tech., [4]UTokyo Graduate School

YGN 活動を通じて得た「スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介」や自らの研究を進める中で得た「HLW 処分に関する市民と専門家の協働による政策代替案の検討」に関する知見を紹介してもらい、処分に関わる諸課題への若手研究者の取り組みや、我が国における処分に関わる住民意識を基にした議論を展開する。

本セッションにおいては当委員会主査を中心とする登壇者 4 名からのプレゼンを起点として、座長の進行の下、参加された学会員との意見交換を行い、我が国における処分事業の進め方について認識を深めることとする。

2-2. 登壇者によるプレゼンの概要

（1）キーノートスピーチ

処分問題では国が前面に出るという。この宣言は、住民側からすれば、当然 HLW 処分といった技術論に止まらず、原子力政策や地域振興といった事項についても議論できると捉えるだろう。ところが、例えば国による「HLW 処分に関する説明会」といった場では、説明する国側はその目的が HLW 処分の話だからそれに特化した説明要員を出すことが通例となっている。限られた時間を(自分たちの方針を丁寧に説明するために)有効に使いたい。そのためには、余分な話には乗らないという国の戦略のようにも見えるが、それでは議論にならない。そもそも「対話」は勝ち負けが重要なのではなく、意志の疎通が目的であるはずなのに、その観点が抜け落ちているように見える。主催者の都合だけで説明要員を人選し、そこに参加してくる一般の人たちの要望や意見を受け止められる要員を参加させなくては議論が成立しない。

また、HLW 処分のような超長期のプロジェクトを円滑に進めるためには若手の育成が欠かせないが、我が国では原産協会が向坊記念事業として若手をWNU（World Nuclear University）夏季研修に派遣する事業（現在は半額補助）を行っている等、散発的な仕組みはあるが体系的な取り組みにはなっていない。前記の課題と併せて、この辺も海外事例を参考に考えてみたい。

（2）使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に関わる市民の疑問と事業者の対応

スウェーデンは情報公開が進んでおり、我が国は見習うべき点が多い。環境団体が力を持っており、推進側にもいい刺激になっている。住民説明会では技術論も含めてプロの教育を受けた広報官が質問に答える。当然ながら、広報官には強い権限が与えられており、この点が我が国との大きな違い。セッションでは、そこで交わされた質疑について、その中身を幾つか紹介し、同国の対話活動への取り組みの実態と住民の反応について認識を深めることとしたい。

（3）スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介

TMI 事故後の 1980 年スウェーデンでは国民投票により原子力発電所の新規建設の禁止と 2010 年までに 12 基ある原子炉の廃止を決めた。チェルノブイリ原発事故後の 1988 年には 1995 年から原子炉の廃止を始めることを政府が決定した。一方でスウェーデンや欧州の原子力発電所建設に携わった人たちの引退に伴う広範囲かつ重要なスキルの喪失が原子炉の高い安全性のために重要であると考え、原子力産業界が主導となり YG: Young Generation

の活動が 1994 年にスタートした。この活動は若手への技術伝承を目的としている。また現在世界各国で YGN: Young Generation Network or Young Generation in Nuclear の活動が行われているが、このスウェーデン YG が最初の YGN である。スウェーデン YG の活動は産業界の支援のもと政府機関も含め活発に行われており、また他の YGN とは異なるプログラムや特徴を持っている。日本における若手技術者・研究者の育成および技術継承のためのよい先例と考え、その活動概要を紹介する。

（4）HLW 処分に関する市民と専門家の協働による政策代替案の検討

市民と専門家の協働を通じて、より望ましい HLW 処分のあり方について検討を深める道筋を示すことを目標として研究を進めてきた。その中で、望ましい HLW 処分のあり方に関する市民の意見を調査し、それを具現する技術的オプションについて専門家へのインタビューと検討を行った上で、結果を再度市民に伝える手法を考案し試行した。結果として、市民の意見と専門的議論がこれまでより有意にかみ合い、今後、両者の対話により政策代替案を検討する基盤的手法に関する知見を得た。調査研究で得られた成果とこの研究を通じて感じたことなどを紹介したい。

総合講演・報告 1「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会報告

HLW 処分の社会的合意形成プロセスに関する若手研究者との対話

Dialogue with Young Researchers on Consensus Building Process for HLW Disposal*

*鳥井弘之[1]，*村上朋子[2]，*西山　潤[3]，*渡辺　凛[4]

[1] NPO テクノ未来塾，[2]エネルギー経済研，[3]東工大，[4]東大院

1. これまでの経緯

2011 年 3 月 11 日の原子力災害をきっかけに、わが国の原子力政策の見直しの気運が高まり、全量再処理方針の再検討も議論の俎上にのぼった。また、事故炉の燃料デブリや研究炉燃料など、メインストリームの使用済燃料の扱いについても今後、対処が求められることが浮き彫りとなった。こうした流れの中で、2012 年 6 月の原子力委員会決定、2014 年 4 月閣議決定の「エネルギー基本計画」、2015 年 5 月閣議決定の「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」といった国の重要な政策文書がいずれも、使用済燃料の直接処分についての調査研究の必要性や調査研究の推進を明示することとなった。本委員会はこのような状況を受け、使用済燃料を直接処分するとした場合の技術的課題、社会環境へのインパクト、合意形成の道筋等について議論を進めてきた。これらのうち、技術的な課題としては、使用済燃料に含まれるプルトニウムの存在による核不拡散上の課題の重さに関する議論を除けば、超長期にわたる安全性も含めて、ガラス固化体処分と大きな相違はない事が確認されてきた。なお、ここ一年ほどの政府の動きとして、再処理事業の認可法人化等、全量再処理政策の再確認と受け止められる動きもあるものの、上記の通り、最新の政府文書においても直接処分の研究開発や制度面の検討の推進は依然として「必要」との位置づけに変化がないことに留意されたい。

当委員会はこれまで（2016 年 2 月末現在）33 回の委員会を持ち、その成果の一部については 2014 年春の年会から 2015 年秋の年会まで 4 回連続で企画セッションを開催し、世代間倫理の問題や直接処分の核燃料サイクル政策における意義、政治や行政の役割と言ったテーマで議論を進めてきた。また並行して、平成 25 年度における議論をまとめた中間報告書をリリースし、関係者に配布することで、委員会外からのコメントも頂き、さらに議論を進めることができた。現在はこれまでに委員会や企画セションでなされてきた議論に基づき、中間報告書をベースとした最終報告書の執筆に取り組んでいる。また、昨年 4 月より原子力青年ネットワーク連絡会及び学生連絡会からのオブザーバー参加を求め、より若い世代との意見交換も進めてきており、昨年秋の大会では「若手研究者との対話」と名打って、若手オブザーバー他から当委員会の議論に対する意見を求めた。

2. 2016 年春の年会における議論

2-1. セッションの枠組み

冒頭、当委員会主査より本セッションの趣旨を中心としてキーノートスピーチを行い、当セッション参加者に対して意識づけを行った上で、当委員会委員から「使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に関わる市民の疑問と事業者の対応」と題して、スウェーデンの処分サイトの立地に関わる事業者と地域住民との対話について紹介する。その後、オブザーバー参加している二人の若手研究者から

[1] *Hiroyuki Torii[1], Tomoko Murakami[2], Jun Nishiyama[3] and Rin Watanabe[4]

[1]New Technology 21., [2]IEE Japan,[3]Tokyo Tech., [4]UTokyo Graduate School

YGN 活動を通じて得た「スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介」や自らの研究を進める中で得た「HLW 処分に関する市民と専門家の協働による政策代替案の検討」に関する知見を紹介してもらい、処分に関わる諸課題への若手研究者の取り組みや、我が国における処分に関わる住民意識を基にした議論を展開する。

本セッションにおいては当委員会主査を中心とする登壇者 4 名からのプレゼンを起点として、座長の進行の下、参加された学会員との意見交換を行い、我が国における処分事業の進め方について認識を深めることとする。

2-2. 登壇者によるプレゼンの概要

（1）キーノートスピーチ

処分問題では国が前面に出るという。この宣言は、住民側からすれば、当然 HLW 処分といった技術論に止まらず、原子力政策や地域振興といった事項についても議論できると捉えるだろう。ところが、例えば国による「HLW 処分に関する説明会」といった場では、説明する国側はその目的が HLW 処分の話だからそれに特化した説明要員を出すことが通例となっている。限られた時間を(自分たちの方針を丁寧に説明するために)有効に使いたい。そのためには、余分な話には乗らないという国の戦略のようにも見えるが、それでは議論にならない。そもそも「対話」は勝ち負けが重要なのではなく、意志の疎通が目的であるはずなのに、その観点が抜け落ちているように見える。主催者の都合だけで説明要員を人選し、そこに参加してくる一般の人たちの要望や意見を受け止められる要員を参加させなくては議論が成立しない。

また、HLW 処分のような超長期のプロジェクトを円滑に進めるためには若手の育成が欠かせないが、我が国では原産協会が向坊記念事業として若手をWNU（World Nuclear University）夏季研修に派遣する事業（現在は半額補助）を行っている等、散発的な仕組みはあるが体系的な取り組みにはなっていない。前記の課題と併せて、この辺も海外事例を参考に考えてみたい。

（2）使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に関わる市民の疑問と事業者の対応

スウェーデンは情報公開が進んでおり、我が国は見習うべき点が多い。環境団体が力を持っており、推進側にもいい刺激になっている。住民説明会では技術論も含めてプロの教育を受けた広報官が質問に答える。当然ながら、広報官には強い権限が与えられており、この点が我が国との大きな違い。セッションでは、そこで交わされた質疑について、その中身を幾つか紹介し、同国の対話活動への取り組みの実態と住民の反応について認識を深めることとしたい。

（3）スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介

TMI 事故後の 1980 年スウェーデンでは国民投票により原子力発電所の新規建設の禁止と 2010 年までに 12 基ある原子炉の廃止を決めた。チェルノブイリ原発事故後の 1988 年には 1995 年から原子炉の廃止を始めることを政府が決定した。一方でスウェーデンや欧州の原子力発電所建設に携わった人たちの引退に伴う広範囲かつ重要なスキルの喪失が原子炉の高い安全性のために重要であると考え、原子力産業界が主導となり YG: Young Generation

の活動が 1994 年にスタートした。この活動は若手への技術伝承を目的としている。また現在世界各国で YGN: Young Generation Network or Young Generation in Nuclear の活動が行われているが、このスウェーデン YG が最初の YGN である。スウェーデン YG の活動は産業界の支援のもと政府機関も含め活発に行われており、また他の YGN とは異なるプログラムや特徴を持っている。日本における若手技術者・研究者の育成および技術継承のためのよい先例と考え、その活動概要を紹介する。

（4）HLW 処分に関する市民と専門家の協働による政策代替案の検討

市民と専門家の協働を通じて、より望ましい HLW 処分のあり方について検討を深める道筋を示すことを目標として研究を進めてきた。その中で、望ましい HLW 処分のあり方に関する市民の意見を調査し、それを具現する技術的オプションについて専門家へのインタビューと検討を行った上で、結果を再度市民に伝える手法を考案し試行した。結果として、市民の意見と専門的議論がこれまでより有意にかみ合い、今後、両者の対話により政策代替案を検討する基盤的手法に関する知見を得た。調査研究で得られた成果とこの研究を通じて感じたことなどを紹介したい。

総合講演・報告 1「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会報告

HLW 処分の社会的合意形成プロセスに関する若手研究者との対話

Dialogue with Young Researchers on Consensus Building Process for HLW Disposal*

*鳥井弘之[1]，*村上朋子[2]，*西山　潤[3]，*渡辺　凛[4]

[1] NPO テクノ未来塾，[2]エネルギー経済研，[3]東工大，[4]東大院

1. これまでの経緯

2011 年 3 月 11 日の原子力災害をきっかけに、わが国の原子力政策の見直しの気運が高まり、全量再処理方針の再検討も議論の俎上にのぼった。また、事故炉の燃料デブリや研究炉燃料など、メインストリームの使用済燃料の扱いについても今後、対処が求められることが浮き彫りとなった。こうした流れの中で、2012 年 6 月の原子力委員会決定、2014 年 4 月閣議決定の「エネルギー基本計画」、2015 年 5 月閣議決定の「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」といった国の重要な政策文書がいずれも、使用済燃料の直接処分についての調査研究の必要性や調査研究の推進を明示することとなった。本委員会はこのような状況を受け、使用済燃料を直接処分するとした場合の技術的課題、社会環境へのインパクト、合意形成の道筋等について議論を進めてきた。これらのうち、技術的な課題としては、使用済燃料に含まれるプルトニウムの存在による核不拡散上の課題の重さに関する議論を除けば、超長期にわたる安全性も含めて、ガラス固化体処分と大きな相違はない事が確認されてきた。なお、ここ一年ほどの政府の動きとして、再処理事業の認可法人化等、全量再処理政策の再確認と受け止められる動きもあるものの、上記の通り、最新の政府文書においても直接処分の研究開発や制度面の検討の推進は依然として「必要」との位置づけに変化がないことに留意されたい。

当委員会はこれまで（2016 年 2 月末現在）33 回の委員会を持ち、その成果の一部については 2014 年春の年会から 2015 年秋の年会まで 4 回連続で企画セッションを開催し、世代間倫理の問題や直接処分の核燃料サイクル政策における意義、政治や行政の役割と言ったテーマで議論を進めてきた。また並行して、平成 25 年度における議論をまとめた中間報告書をリリースし、関係者に配布することで、委員会外からのコメントも頂き、さらに議論を進めることができた。現在はこれまでに委員会や企画セションでなされてきた議論に基づき、中間報告書をベースとした最終報告書の執筆に取り組んでいる。また、昨年 4 月より原子力青年ネットワーク連絡会及び学生連絡会からのオブザーバー参加を求め、より若い世代との意見交換も進めてきており、昨年秋の大会では「若手研究者との対話」と名打って、若手オブザーバー他から当委員会の議論に対する意見を求めた。

2. 2016 年春の年会における議論

2-1. セッションの枠組み

冒頭、当委員会主査より本セッションの趣旨を中心としてキーノートスピーチを行い、当セッション参加者に対して意識づけを行った上で、当委員会委員から「使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に関わる市民の疑問と事業者の対応」と題して、スウェーデンの処分サイトの立地に関わる事業者と地域住民との対話について紹介する。その後、オブザーバー参加している二人の若手研究者から

[1] *Hiroyuki Torii[1], Tomoko Murakami[2], Jun Nishiyama[3] and Rin Watanabe[4]

[1]New Technology 21., [2]IEE Japan,[3]Tokyo Tech., [4]UTokyo Graduate School

YGN 活動を通じて得た「スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介」や自らの研究を進める中で得た「HLW 処分に関する市民と専門家の協働による政策代替案の検討」に関する知見を紹介してもらい、処分に関わる諸課題への若手研究者の取り組みや、我が国における処分に関わる住民意識を基にした議論を展開する。

本セッションにおいては当委員会主査を中心とする登壇者 4 名からのプレゼンを起点として、座長の進行の下、参加された学会員との意見交換を行い、我が国における処分事業の進め方について認識を深めることとする。

2-2. 登壇者によるプレゼンの概要

（1）キーノートスピーチ

処分問題では国が前面に出るという。この宣言は、住民側からすれば、当然 HLW 処分といった技術論に止まらず、原子力政策や地域振興といった事項についても議論できると捉えるだろう。ところが、例えば国による「HLW 処分に関する説明会」といった場では、説明する国側はその目的が HLW 処分の話だからそれに特化した説明要員を出すことが通例となっている。限られた時間を(自分たちの方針を丁寧に説明するために)有効に使いたい。そのためには、余分な話には乗らないという国の戦略のようにも見えるが、それでは議論にならない。そもそも「対話」は勝ち負けが重要なのではなく、意志の疎通が目的であるはずなのに、その観点が抜け落ちているように見える。主催者の都合だけで説明要員を人選し、そこに参加してくる一般の人たちの要望や意見を受け止められる要員を参加させなくては議論が成立しない。

また、HLW 処分のような超長期のプロジェクトを円滑に進めるためには若手の育成が欠かせないが、我が国では原産協会が向坊記念事業として若手をWNU（World Nuclear University）夏季研修に派遣する事業（現在は半額補助）を行っている等、散発的な仕組みはあるが体系的な取り組みにはなっていない。前記の課題と併せて、この辺も海外事例を参考に考えてみたい。

（2）使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に関わる市民の疑問と事業者の対応

スウェーデンは情報公開が進んでおり、我が国は見習うべき点が多い。環境団体が力を持っており、推進側にもいい刺激になっている。住民説明会では技術論も含めてプロの教育を受けた広報官が質問に答える。当然ながら、広報官には強い権限が与えられており、この点が我が国との大きな違い。セッションでは、そこで交わされた質疑について、その中身を幾つか紹介し、同国の対話活動への取り組みの実態と住民の反応について認識を深めることとしたい。

（3）スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介

TMI 事故後の 1980 年スウェーデンでは国民投票により原子力発電所の新規建設の禁止と 2010 年までに 12 基ある原子炉の廃止を決めた。チェルノブイリ原発事故後の 1988 年には 1995 年から原子炉の廃止を始めることを政府が決定した。一方でスウェーデンや欧州の原子力発電所建設に携わった人たちの引退に伴う広範囲かつ重要なスキルの喪失が原子炉の高い安全性のために重要であると考え、原子力産業界が主導となり YG: Young Generation

の活動が 1994 年にスタートした。この活動は若手への技術伝承を目的としている。また現在世界各国で YGN: Young Generation Network or Young Generation in Nuclear の活動が行われているが、このスウェーデン YG が最初の YGN である。スウェーデン YG の活動は産業界の支援のもと政府機関も含め活発に行われており、また他の YGN とは異なるプログラムや特徴を持っている。日本における若手技術者・研究者の育成および技術継承のためのよい先例と考え、その活動概要を紹介する。

（4）HLW 処分に関する市民と専門家の協働による政策代替案の検討

市民と専門家の協働を通じて、より望ましい HLW 処分のあり方について検討を深める道筋を示すことを目標として研究を進めてきた。その中で、望ましい HLW 処分のあり方に関する市民の意見を調査し、それを具現する技術的オプションについて専門家へのインタビューと検討を行った上で、結果を再度市民に伝える手法を考案し試行した。結果として、市民の意見と専門的議論がこれまでより有意にかみ合い、今後、両者の対話により政策代替案を検討する基盤的手法に関する知見を得た。調査研究で得られた成果とこの研究を通じて感じたことなどを紹介したい。

総合講演・報告 1「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会報告

HLW 処分の社会的合意形成プロセスに関する若手研究者との対話

Dialogue with Young Researchers on Consensus Building Process for HLW Disposal*

*鳥井弘之[1]，*村上朋子[2]，*西山　潤[3]，*渡辺　凛[4]

[1] NPO テクノ未来塾，[2]エネルギー経済研，[3]東工大，[4]東大院

1. これまでの経緯

2011 年 3 月 11 日の原子力災害をきっかけに、わが国の原子力政策の見直しの気運が高まり、全量再処理方針の再検討も議論の俎上にのぼった。また、事故炉の燃料デブリや研究炉燃料など、メインストリームの使用済燃料の扱いについても今後、対処が求められることが浮き彫りとなった。こうした流れの中で、2012 年 6 月の原子力委員会決定、2014 年 4 月閣議決定の「エネルギー基本計画」、2015 年 5 月閣議決定の「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」といった国の重要な政策文書がいずれも、使用済燃料の直接処分についての調査研究の必要性や調査研究の推進を明示することとなった。本委員会はこのような状況を受け、使用済燃料を直接処分するとした場合の技術的課題、社会環境へのインパクト、合意形成の道筋等について議論を進めてきた。これらのうち、技術的な課題としては、使用済燃料に含まれるプルトニウムの存在による核不拡散上の課題の重さに関する議論を除けば、超長期にわたる安全性も含めて、ガラス固化体処分と大きな相違はない事が確認されてきた。なお、ここ一年ほどの政府の動きとして、再処理事業の認可法人化等、全量再処理政策の再確認と受け止められる動きもあるものの、上記の通り、最新の政府文書においても直接処分の研究開発や制度面の検討の推進は依然として「必要」との位置づけに変化がないことに留意されたい。

当委員会はこれまで（2016 年 2 月末現在）33 回の委員会を持ち、その成果の一部については 2014 年春の年会から 2015 年秋の年会まで 4 回連続で企画セッションを開催し、世代間倫理の問題や直接処分の核燃料サイクル政策における意義、政治や行政の役割と言ったテーマで議論を進めてきた。また並行して、平成 25 年度における議論をまとめた中間報告書をリリースし、関係者に配布することで、委員会外からのコメントも頂き、さらに議論を進めることができた。現在はこれまでに委員会や企画セションでなされてきた議論に基づき、中間報告書をベースとした最終報告書の執筆に取り組んでいる。また、昨年 4 月より原子力青年ネットワーク連絡会及び学生連絡会からのオブザーバー参加を求め、より若い世代との意見交換も進めてきており、昨年秋の大会では「若手研究者との対話」と名打って、若手オブザーバー他から当委員会の議論に対する意見を求めた。

2. 2016 年春の年会における議論

2-1. セッションの枠組み

冒頭、当委員会主査より本セッションの趣旨を中心としてキーノートスピーチを行い、当セッション参加者に対して意識づけを行った上で、当委員会委員から「使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に関わる市民の疑問と事業者の対応」と題して、スウェーデンの処分サイトの立地に関わる事業者と地域住民との対話について紹介する。その後、オブザーバー参加している二人の若手研究者から

[1] *Hiroyuki Torii[1], Tomoko Murakami[2], Jun Nishiyama[3] and Rin Watanabe[4]

[1]New Technology 21., [2]IEE Japan,[3]Tokyo Tech., [4]UTokyo Graduate School

YGN 活動を通じて得た「スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介」や自らの研究を進める中で得た「HLW 処分に関する市民と専門家の協働による政策代替案の検討」に関する知見を紹介してもらい、処分に関わる諸課題への若手研究者の取り組みや、我が国における処分に関わる住民意識を基にした議論を展開する。

本セッションにおいては当委員会主査を中心とする登壇者 4 名からのプレゼンを起点として、座長の進行の下、参加された学会員との意見交換を行い、我が国における処分事業の進め方について認識を深めることとする。

2-2. 登壇者によるプレゼンの概要

（1）キーノートスピーチ

処分問題では国が前面に出るという。この宣言は、住民側からすれば、当然 HLW 処分といった技術論に止まらず、原子力政策や地域振興といった事項についても議論できると捉えるだろう。ところが、例えば国による「HLW 処分に関する説明会」といった場では、説明する国側はその目的が HLW 処分の話だからそれに特化した説明要員を出すことが通例となっている。限られた時間を(自分たちの方針を丁寧に説明するために)有効に使いたい。そのためには、余分な話には乗らないという国の戦略のようにも見えるが、それでは議論にならない。そもそも「対話」は勝ち負けが重要なのではなく、意志の疎通が目的であるはずなのに、その観点が抜け落ちているように見える。主催者の都合だけで説明要員を人選し、そこに参加してくる一般の人たちの要望や意見を受け止められる要員を参加させなくては議論が成立しない。

また、HLW 処分のような超長期のプロジェクトを円滑に進めるためには若手の育成が欠かせないが、我が国では原産協会が向坊記念事業として若手をWNU（World Nuclear University）夏季研修に派遣する事業（現在は半額補助）を行っている等、散発的な仕組みはあるが体系的な取り組みにはなっていない。前記の課題と併せて、この辺も海外事例を参考に考えてみたい。

（2）使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に関わる市民の疑問と事業者の対応

スウェーデンは情報公開が進んでおり、我が国は見習うべき点が多い。環境団体が力を持っており、推進側にもいい刺激になっている。住民説明会では技術論も含めてプロの教育を受けた広報官が質問に答える。当然ながら、広報官には強い権限が与えられており、この点が我が国との大きな違い。セッションでは、そこで交わされた質疑について、その中身を幾つか紹介し、同国の対話活動への取り組みの実態と住民の反応について認識を深めることとしたい。

（3）スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介

TMI 事故後の 1980 年スウェーデンでは国民投票により原子力発電所の新規建設の禁止と 2010 年までに 12 基ある原子炉の廃止を決めた。チェルノブイリ原発事故後の 1988 年には 1995 年から原子炉の廃止を始めることを政府が決定した。一方でスウェーデンや欧州の原子力発電所建設に携わった人たちの引退に伴う広範囲かつ重要なスキルの喪失が原子炉の高い安全性のために重要であると考え、原子力産業界が主導となり YG: Young Generation

の活動が 1994 年にスタートした。この活動は若手への技術伝承を目的としている。また現在世界各国で YGN: Young Generation Network or Young Generation in Nuclear の活動が行われているが、このスウェーデン YG が最初の YGN である。スウェーデン YG の活動は産業界の支援のもと政府機関も含め活発に行われており、また他の YGN とは異なるプログラムや特徴を持っている。日本における若手技術者・研究者の育成および技術継承のためのよい先例と考え、その活動概要を紹介する。

（4）HLW 処分に関する市民と専門家の協働による政策代替案の検討

市民と専門家の協働を通じて、より望ましい HLW 処分のあり方について検討を深める道筋を示すことを目標として研究を進めてきた。その中で、望ましい HLW 処分のあり方に関する市民の意見を調査し、それを具現する技術的オプションについて専門家へのインタビューと検討を行った上で、結果を再度市民に伝える手法を考案し試行した。結果として、市民の意見と専門的議論がこれまでより有意にかみ合い、今後、両者の対話により政策代替案を検討する基盤的手法に関する知見を得た。調査研究で得られた成果とこの研究を通じて感じたことなどを紹介したい。

Planning Lecture | Over View Report：Over View Report 2

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sat. Mar 26, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D Lecture Rooms B B104

[OV02] Safety of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) (Interim report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs)

Chair: Nobuyuki Ueda (CRIEPI)

[OV0201] (1)Status of the research committee

＊Nobuyuki Ueda[1] (1.CRIEPI)

[OV0202] (2)Safety characteristics and safety design of HTGR

＊Kazumasa Suyama[1] (1.MHI)

[OV0203] (3)Safety of HTGR fuel

＊Masaki Honda[1] (1.NFI)

[OV0204] (4)Safety of graphite components in HTGR

＊Eiji Kunimoto[1] (1.TOYOTANSO)

[OV0205] (5)Status of IAEA CRP on HTGR safety design

＊Hirofumi Ohashi[1] (1.JAEA)

総合講演・報告２「高温ガス炉の安全性について
（「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会中間報告)」

(1) 研究専門委員会の活動状況

(1) Status of the research committee

電力中央研究所　　植田　伸幸

1. はじめに

高温ガス炉は安全性に優れ、高温の核熱を発電以外の用途にも利用できることから、第４世代原子炉のひとつとして、世界各国で実用化に向けた研究開発が進められている。我が国では高温工学試験研究炉（HTTR）を用いた高温ガス炉の技術基盤の確立が、日本原子力研究開発機構（JAEA）により進められている。平成 26 年 4 月に閣議決定された「エネルギー基本計画」をはじめ、「経済財政運営と改革の基本方針 2014」（いわゆる「骨太の方針」）（平成 26 年 6 月閣議決定）や「日本再興戦略」改定 2014（平成 26 年 6 月閣議決定）において、高温ガス炉などの安全性の高度化に貢献する技術開発の国際協力等を行うことが明記されており、東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえて、安全性の高度化に対する高温ガス炉への期待が高まっている。

諸外国では、欧米において 1960 年代から高温ガス炉技術の研究開発が進められてきたが、近年では、米国、韓国において実証炉の概念設計、中国において実証炉の建設が進められている。特に中国やインドネシアにおいては、商用炉の導入計画を有しており、高温ガス炉に関する国際競争が高まりつつある状況にある。我が国の高温ガス炉技術の優位性を保ちつつ当該技術を海外へ積極的に展開し、原子力安全の国際貢献に資するため、HTTR の設計、建設、運転・試験などを通じて蓄積した知見を取り込んだ高温ガス炉の安全基準を早急に示す必要がある。

このような背景のもと、平成 25 年 4 月に日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会を設立し、高温ガス炉の固有の安全性を反映させた実用高温ガス炉の安全要件の検討を進め（図１）、平成 27 年 3 月までの２カ年の検討内容をとりまとめた。

高温ガス炉の安全基準の整備にあたり、「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会の検討を経て作成された高温ガス炉における新たな安全確保方策に係る安全要件を具体化するため、安全設計と安全評価との相互関係を踏まえた安全設計プロセスを検討し、安全設計及び安全評価に関する基本的な考え方を構築することが必要であると考える（図２）。そこで、高温ガス炉の安全設計プロセスを具現化することを目的として、平成 27 年度より日本原子力学会に専門委員会を設立し、検討を開始した。

本報告では、研究専門委員会の活動の概要について報告する。

2. 検討の進め方

高温ガス炉の安全基準作成の一環として、高温ガス炉の新たな安全確保方策に係る安全要件（機能要求）と安全指針（性能水準要求）をつなぐ考え方を構築し、昨年度までに作成した安全要件の実用高温ガス炉への適用性を確認すると共に、安全要件を具体化していく安全設計プロセスについて、安全設計と安全評価を繰り返していく際の手順や設計基準事象選定、設計評価項目、判断基準、評価手法などに関する基本的な考え方をまとめる（図３）。

なお、高温ガス炉全般を対象とするが、燃料要素形式については、我が国で技術開発を行っているプリズマティック型（ブロック型）を中心に検討を進めている。

以下に、各検討項目の概要を示す。また、検討スケジュールを図４に示す。

① 安全設計プロセスの検討

安全設計、システム設計、安全評価などに関するプロセスを系統的に整理し、安全設計のプロセス、性能要求項目（安全設計における評価項目）をまとめる。検討に際しては、設計と評価の相互関係を整理し、安全評価におけるリスク論の適用も視野に入れる。

② 設計基準事象の検討

決定論的手法及び確率論的手法を活用し、事象の包絡性を考慮しつつ、多重故障を伴う事象シーケンスを含む設計基準事象選定の考え方を構築する。また、代表的な設計に対する、具体的な設計基準事象の検討も行う。

③ 許容基準の検討

保守的評価に加え、最適評価の適用性を考慮しつつ、安全上重要な構築物、系統及び機器（SSC）に対する許容基準をまとめる。

④ 新たな安全性評価法の検討

水炉や高速炉で適用されている確率論的安全評価に拘らない、高温ガス炉の特長を踏まえた、新たな安全評価手法の可能性について、動的安全性、受動的安全性、固有の安全特性などを定量的に比較するための評価指標を含めて検討する。

⑤ IAEA CRP における活動のフォローアップ

JAEA が参画している IAEA の高温ガス炉の安全設計に関する協力研究計画（Coordinated Research Project: CRP）の第 1 回研究調整会合において、下記の方針が定められたことから、当該活動をフォローし、必要に応じて本研究専門委員会の活動に反映させる。

日本が提案した安全要件をベースに、米国のアプローチによって作成した安全要件、独、中国や南アフリカ等における過去の許認可に関する知見によって補完することにより、1 つの安全要件としてまとめる。

3. 成果の活用

本成果は、今後の高温ガス炉の安全指針（性能水準要求）の策定などに活用する。

4. おわりに

本総合報告・講演では、活動の概要（本報告）に加え、本研究専門委員会における中間報告として、高温ガス炉の特長を踏まえた安全設計の考え方をセッション(2)で報告すると共に、安全設計の特長の基盤である燃料と主要な構造材料である黒鉛の安全性についてそれぞれ、セッション(3)、(4)で報告する。また、国際標準化を目指した活動として、IAEA の CRP における活動状況についてもセッション(5)で報告する。

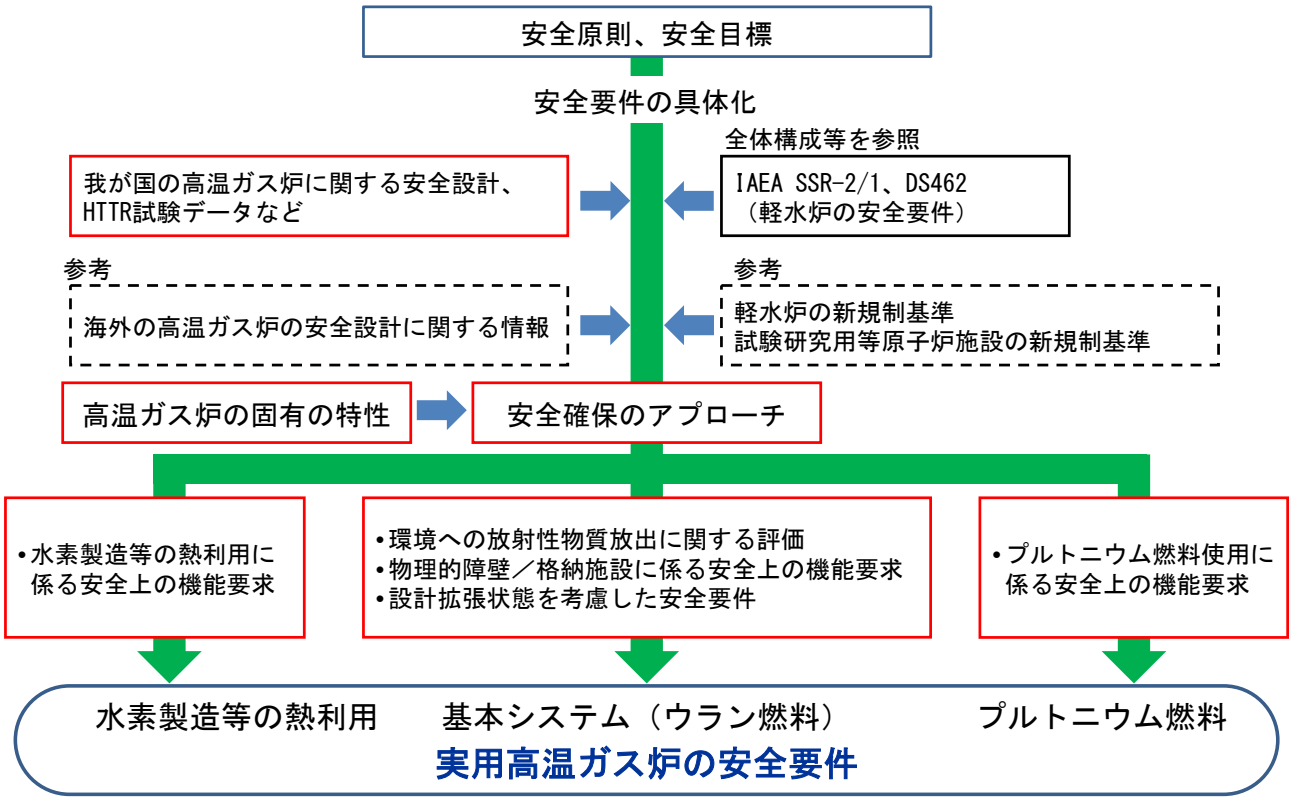


図１　「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会の概要（前研究専門委員会）における検討フローの全体概要

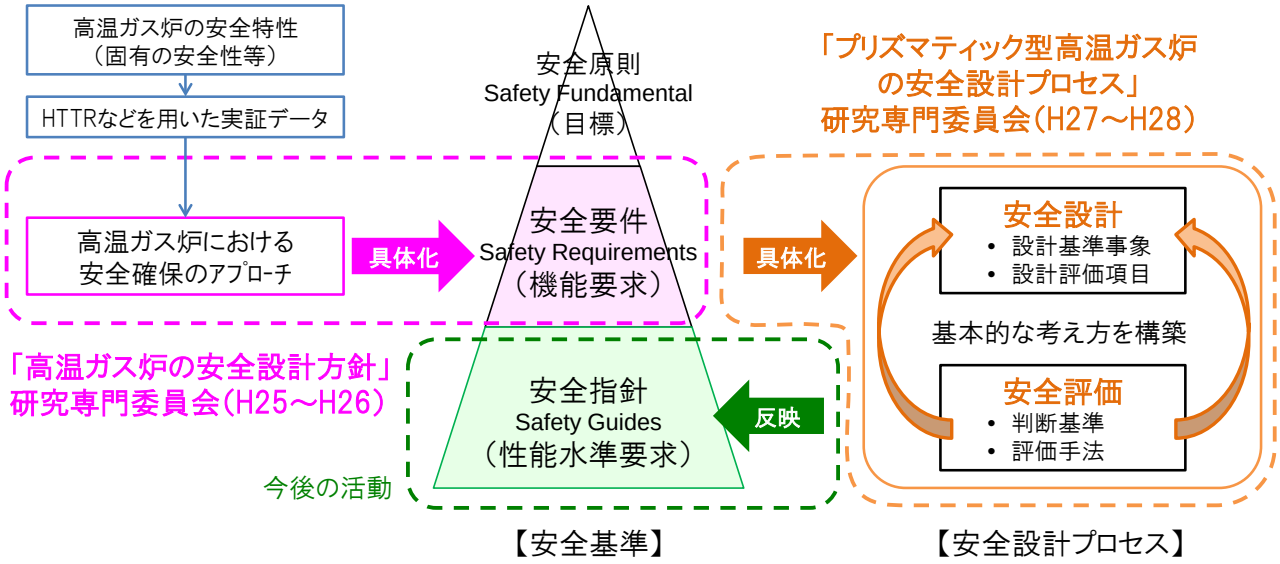


図２　前研究専門委員会と本研究専門委員会の関係

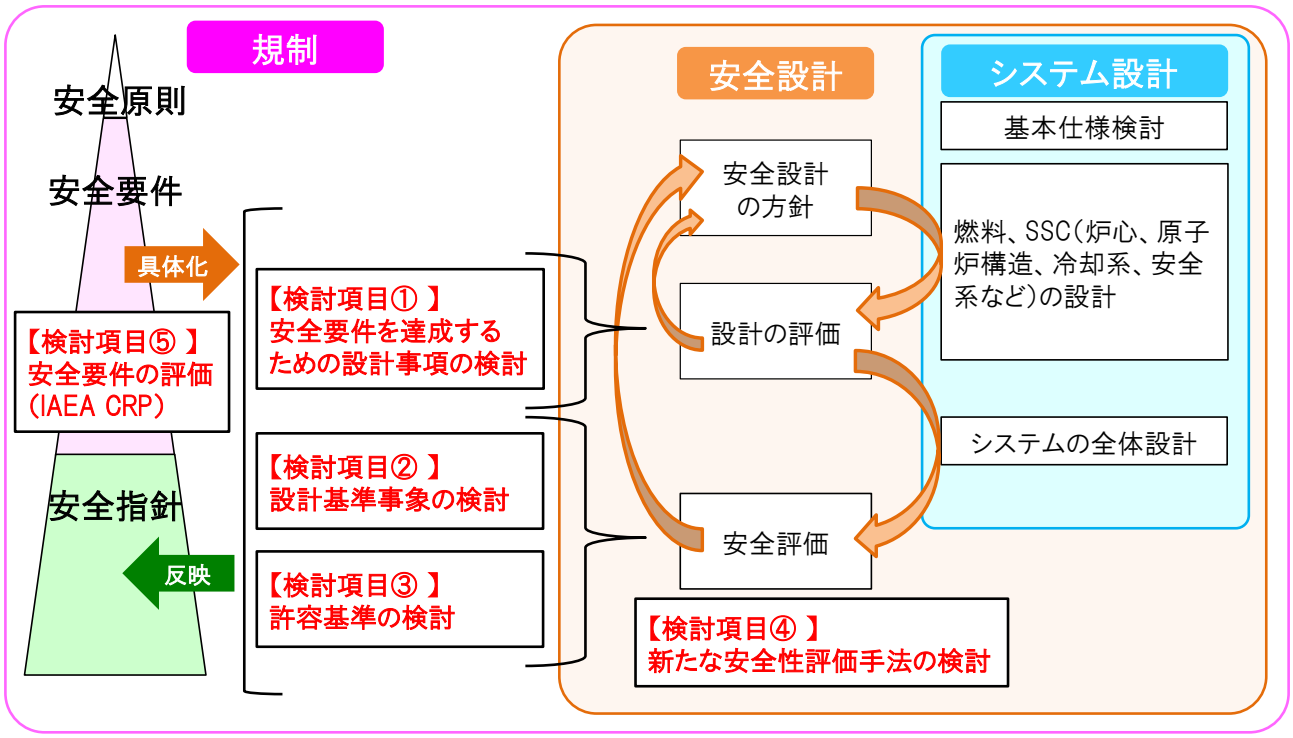


図３　本研究専門委員会における検討の全体像

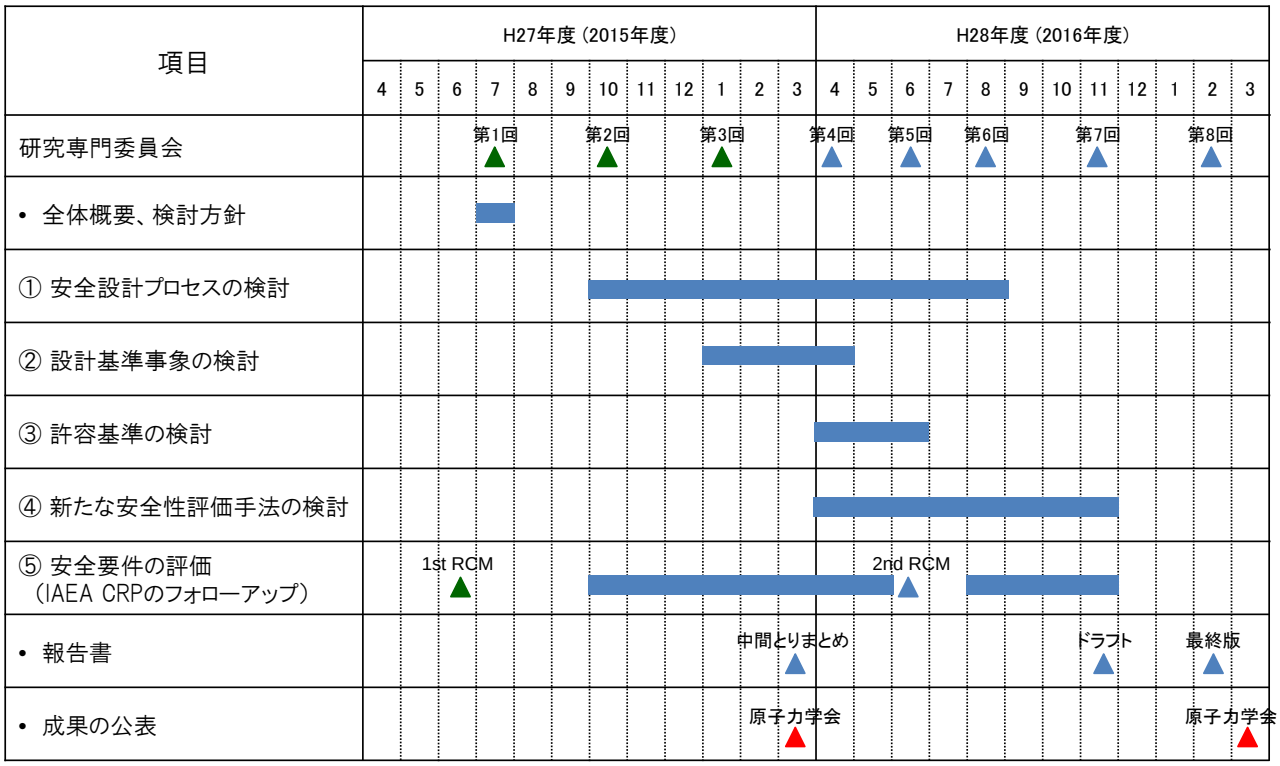


図４　本研究専門委員会の検討スケジュール

総合講演・報告 2「高温ガス炉の安全性について
（「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会中間報告）」

（2）高温ガス炉の特長と安全設計

(2) Safety characteristics and safety design of HTGR

須山　和昌
三菱重工業株式会社

1. はじめに

高温ガス炉は安全性に優れ、1000℃近い高温の核熱を水素製造やガスタービン発電等に利用できることから、第 4 世代原子炉のひとつとして世界各国で実用化に向けた研究開発が実施されている。我が国では日本原子力研究開発機構（原子力機構）と三菱重工業株式会社（三菱重工）をはじめとする国内産業界の技術の結集によって建設された我が国初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉（HTTR）を用いて、原子力機構により高温ガス炉技術基盤の確立が進められている。また、平成 26 年 4 月に閣議決定された「エネルギー基本計画」や「日本再興戦略」改定 2015（平成 27 年 6 月閣議決定）などにおいては、高温ガス炉など安全性の高度化に貢献する原子力技術の研究開発を国際協力の下で推進することが明記され、東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえて、原子力の安全性の高度化に対する高温ガス炉への期待が高まっている。日本原子力学会では、HTTR の設計、建設及び運転・試験、並びに、実用高温ガス炉の設計研究等を通じて蓄積してきた我が国の高温ガス炉技術に基づく実用高温ガス炉の安全基準を作成し、これの国際標準化に資するため、「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会（平成 25 年度～平成 26 年度）において、実用高温ガス炉の安全要件（機能要求）の検討を行ってきた。これに引き続き本年度から 2 年計画で開始した「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会では、高温ガス炉の新たな安全確保方策に係る安全要件と安全指針（性能水準要求）をつなぐ考え方の構築を進めている。本講演では、実用高温ガス炉の安全基準の根幹となる高温ガス炉の安全上の特長、安全設計の考え方及び HTTR による安全性実証試験について報告する。

2. 高温ガス炉の安全上の特長

2-1. 高温ガス炉の原子炉基本構成

(1) 燃料（被覆燃料粒子）

軽水炉では、金属材料で被覆した燃料を使用するが、高温ガス炉では、セラミックで被覆した三重等方性（TRISO）被覆燃料粒子を用いる（表 1）。高温ガス炉燃料の一例として、HTTR の燃料[1)]を図 1 に示す。被覆燃料粒子は、燃料核（二酸化ウラン、ウランの炭化物と酸化物混合等）を熱分解炭素及び炭化ケイ素（SiC）で 4 重に被覆した直径約 1㎜ の粒子型の燃料である。被覆燃料粒子の 4 重の被覆材は、内側から、①気体状の核分裂生成物（FP）及び一酸化炭素のガス溜め等用の低密度の熱分解炭素（PyC）層（バッファー層）、②気体状 FP 閉じ込め、機械的保護等用の内側高密度 PyC 層（IPyC 層）、③気体状 FP 及び金属状 FP の閉じ込め、構造的強度保持等用の炭化ケイ素層（SiC 層）、④最外層の気体状 FP 閉じ込め、内側被覆材の機械的保護等用の外側高密度 PyC 層（OPyC 層）で構成されている。高温ガス炉で使用する被覆燃料粒子は耐熱性に優れ、1600℃以上の高温においても被覆の健全性は損なわれず核分裂生成物（FP）を確実に燃料内に閉じ込め、2000℃以上にならなければ短時間うちに FP 保持機能が失われる

表 1　原子炉の基本構成

	高温ガス炉	軽水炉
燃料	セラミック被覆（被覆燃料粒子）	金属被覆
減速材	黒鉛	水
冷却材	ヘリウムガス	水

ことはない[1]。被覆燃料粒子は、黒鉛マトリックスを用い燃料コンパクトとして成型され、燃料コンパクトと黒鉛スリーブから燃料棒が構成される。更に、燃料ブロックとなる六角柱の黒鉛ブロックの空孔に燃料棒が装荷され、燃料棒と黒鉛ブロック間の環状流路が冷却流路孔となる。炉心は、燃料ブロックを積み重ねるとともに、外周を反射体ブロックで取り囲むことにより形成される。高温ガス炉用燃料の安全性の詳細については、本セッション（３）で報告する。

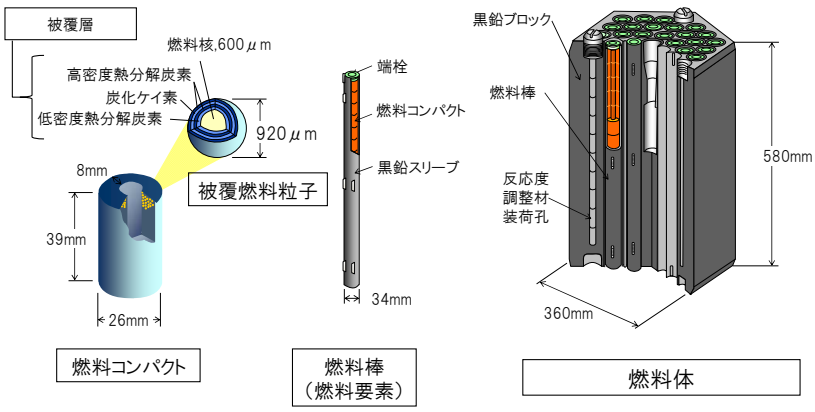


図１　高温ガス炉の燃料（HTTR 燃料）[1]

(2) 減速材（黒鉛）

高温ガス炉では、減速材として黒鉛を用いる。黒鉛は減速能が水に比べて低いため相対的に大きな質量、すなわち大きな体積を必要とする。このため、炉心出力密度は軽水炉の 1/10 以下になるが、炉心は発熱密度に比して大きな熱容量を持つことになる。これにより、出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対する炉心構成要素の温度変化は小さく、かつ、緩慢となる。黒鉛は、耐熱性に優れ（昇華温度約 3000℃）、2500℃程度までは強度の低下がなく、燃料の制限温度よりも高温においてでも構造健全性を維持することができる[2]。また、黒鉛は熱伝導が高いことも特長であり、事故時における炉心径方向への熱輸送に大きく寄与する。更に、核分裂生成物を保持する能力も有しており、炉心からの放射性物質放出量の低減に寄与できる。なお、高度に構造化され、高密度、高純度で耐食性に優れた原子炉級黒鉛（graphite）は、石炭（coal）及び木炭（charcoal）とは別の材料であって自己燃焼しない[3]。高温ガス炉用黒鉛の安全性の詳細については、本セッション（４）で報告する。

(3) 冷却材（ヘリウムガス）

高温ガス炉では、冷却材として 4～7MPa に加圧したヘリウムガスを用いる。冷却材のヘリウムは原子炉の使用条件下では気体であり相変化がなく、また核的な効果（中性子の減速や吸収など）をほとんど持たないため、1 次冷却系配管の破損などによりヘリウムガスが喪失（「減圧事故」という。軽水炉の冷却材喪失事故に対応）しても、水・蒸気の二相流で生じるような相変化に起因する温度変化がなく、炉心の反応度にも影響を与えない。また、化学的に不活性で放射化しないため、燃料、構造材及び事故時に関与する可能性がある化学物質（酸素、水蒸気、水素、一酸化炭素、二酸化炭素）との化学反応や核反応を起こさず、材料腐食や腐食生成物の放射化の問題もない。

2-2. 高温ガス炉の固有の安全性

上記の原子炉の基本構成要素の特長から得られる高温ガス炉の固有の安全性は、以下のようにまとめられる。

- 燃料の耐熱温度が高い。
- 炉心構造物（黒鉛）の耐熱温度が高い。このため、炉心構造物の溶融のおそれがない。
- 発熱密度に比して炉心の熱容量が大きいため、出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対する炉心構成要素の温度変化が小さく、かつ、緩慢である。
- 低出力密度、炉心の長尺設計により、原子炉圧力容器表面からの熱放射等により崩壊熱除去が可能である。

- 全運転状態を通じて、大きな負の反応度温度係数をもつ。このため、反応度温度フィードバックによる自然炉停止特性、出力自己制御性が得られる。

3. 高温ガス炉の安全設計

高温ガス炉では前述した安全上の特長に基づき、受動的設備及び固有の安全性によって、事故時に交流電源を用いずに被覆燃料粒子から環境への大規模な放射性物質の放出を防止する設計が可能となり得る。ここでは、2030 年代以降の商用展開を想定し、原子力機構が三菱重工をはじめとする国内産業界の協力の下で設計した高温ガス炉ガスタービン発電システム [4]（GTHTR300）を中心に、高温ガス炉における安全設計（止める、冷やす、閉じ込める）の考え方を概説する。

3-1. 放射性物質の閉じ込め（閉じ込める）

高温ガス炉では、「止める、冷やす、閉じ込める」のうち最も重要な「閉じ込める」が他炉型と比較して特に特徴的である。軽水炉では事故時に炉心損傷防止対策により燃料で放射性物質閉じ込めを図る一方、炉心損傷を想定し高気密性の原子炉格納容器で放射性物質を閉じ込める設計である。これに対して、高温ガス炉では被覆燃料粒子の頑健性を活用し、事故時においても被覆燃料粒子の放射性物質閉じ込め機能維持を図る設計としている。GTHTR300 における放射性物質閉じ込めに係る物理的障壁の模式図を図 2 に示す。被覆燃料粒子の他、燃料要素、原子炉冷却材圧力バウンダリ及びコンファイメントから構成される複数の物理的障壁の組合せによって事故時に放射性物質を閉じ込め、規制要求を満足させる概念である。なお、全ての物理的障壁について必ずしも高気密性あるいは気密性能維持を期待するものではない。具体的には、燃料要素や原子炉冷却材圧力バウンダリには事故時の気密性は期待しないが、これらを構成する機器内面への放射性物質の沈着による環境への放出低減効果を考慮している。また、原子炉格納施設については、軽水炉で採用されている高気密性の格納容器ではなく、被覆燃料粒子他による閉じ込め機能を考慮し気密性能を緩和したコンファインメントを採用している。なお、原子力機構では、更なる安全性向上を目指し、事故時に被覆燃料粒子による閉じ込め機能のみで安全確保が達成できる高温ガス炉概念の検討を行っている [5]。

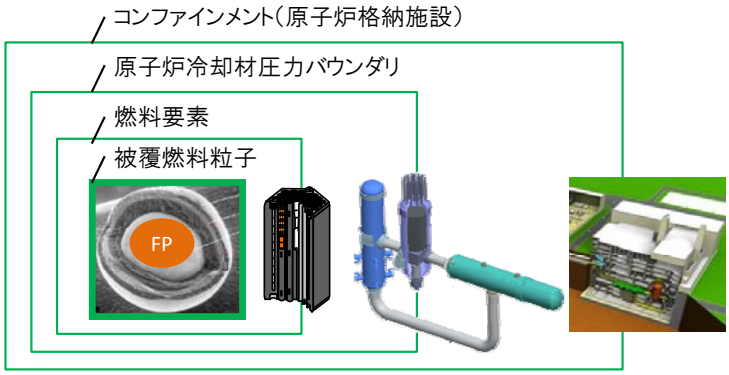


図 2　事故時放射性物質閉じ込めに係る物理的障壁

3-2. 反応度の制御（止める）

原子炉停止系としては、各々が低温未臨界維持の反応度余裕を有する制御棒系と後備停止系の原理の異なる２つの独立した系を設けている。原子炉スクラム時や電源喪失時には、スタンドパイプ内に収納されている制御棒駆動部の電磁クラッチが切離され、制御棒が重力により炉心内（制御棒案内カラムの制御棒挿入孔）へ落下挿入される（図 3）。後備停止系は制御棒系が何らかの原因で挿入できない

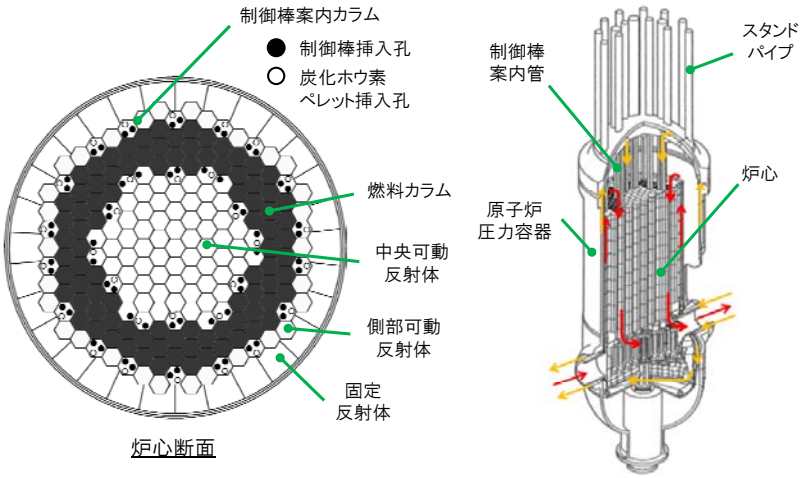


図 3　炉心断面及び原子炉構造

場合にも原子炉を停止できようにバックアップとして設けられているものであり、重力により炭化ホウ素ペレットを炉心内（制御棒案内カラムの炭化ホウ素ペレット挿入孔）に落下挿入する。

一方で、高温ガス炉は、1 次系の冷却機能が喪失し、かつ、原子炉スクラムに失敗したような場合でも、原子炉停止に係る系統・機器に頼らず、物理現象のみによって反応度が自然に低下し、燃料温度が制限温度以下に自然に静定する固有の安全性を有する [6]。具体的には、1 次系の冷却機能が喪失した場合でも、炉心の熱容量によって急激に燃料温度が上昇することがなく、通常時燃料温度と異常時燃料制限温度との間の温度余裕の範囲内で、ある程度の燃料温度の上昇が許容される。この温度上昇に伴い、負の温度係数によって炉心に負のフィードバック反応度が添加され（ドップラー効果等）、原子炉の出力は自然に低下し未臨界となる。その後、蓄積したキセノンが崩壊し原子炉は再び臨界になるが、核分裂発生熱量は炉心からの除熱量に応じた値に静定し過度の温度上昇は生じない。なお、原子炉スクラムに失敗した場合、高温ガス炉においても事故収束のために、いずれは何らかの中性子吸収材の挿入によって原子炉を停止させる必要があるが、事故後短時間での緊急対応が不要であることが他炉型とは大きく異なる高温ガス炉の特長である。

3-3. 炉心からの熱除去（冷やす）

高温ガス炉では、出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対して、炉心の温度変化が少なく、かつ、緩慢である特性を持つよう、発熱密度に比して大きな熱容量を有するように炉心が設計されている。更に、この特性とあいまって燃料温度が制限値を超えることなく原子炉圧力容器表面からの熱放射と自然対流による残留熱除去が可能なように設計されている。具体的には、出力密度を制限するとともに、炉心径に対して炉心高さを比較的大きくすることによって原子炉圧力容器表面からの熱除去に寄与する外表面積を大きくする長尺形状を採用した炉心設計により、事故時の燃料最高温度を被覆燃料粒子が余裕をもって健全性を維持できる 1600℃以下に保ちつつ、崩壊熱を炉内黒鉛構造物の熱伝導、原子炉圧力容器表面からの熱放射と大気の自然対流によって原子炉圧力容器外への熱放散が図れるようにしている。原子炉圧力容器からの放散熱は、炉容器冷却設備によって除去する。炉容器冷却設備は、冷却水の強制循環、冷却水もしくは大気の自然循環など種々の方式があるが、GTHTR300 では受動的な大気（外気）の自然循環方式を採用し、減圧事故時の燃料最高温度が制限値（1600℃）を満足できる設計となっている [7]（図 4）。

一方で、万一の炉容器冷却設備の機能喪失を想定して出力密度と炉心半径を適切に設計しておくことにより、炉室を取り囲む土壌や大気への放熱によって、燃料最高温度を制限温度以下に自然に静定させる設計も可能である [8]。このように、高温ガス炉は、1 次冷却材循環機の異常等による炉心の強制冷却喪失や 1 次冷却設備配管破断等による 1 次冷却材喪失が発生しても、冷却材（ヘリウムガス）を緊急に炉心に注入

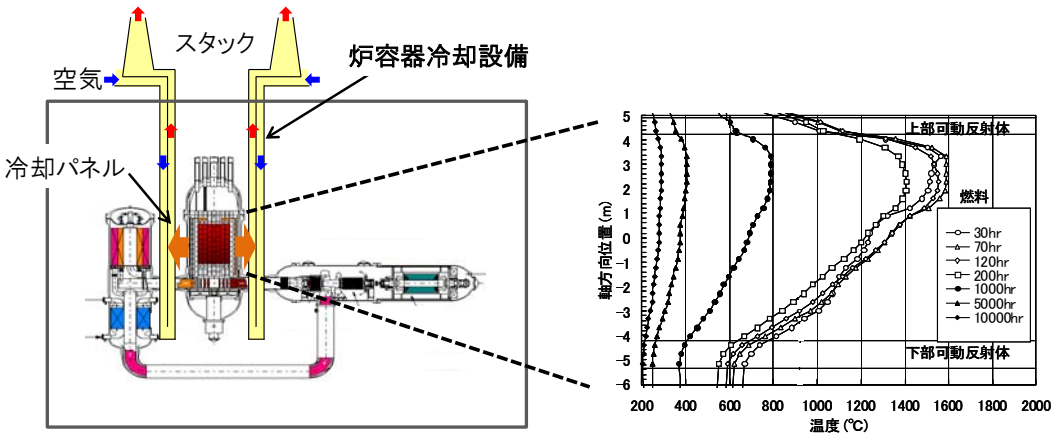


図 4　炉容器冷却設備の概要と減圧事故時の燃料温度解析結果

することなく、原子炉圧力容器の周囲の大気による自然対流と熱放射によって崩壊熱を除去できる。炉心損傷防止のために冷却材の存在がいかなる場合にも求められる他の炉型と異なり、高温ガス炉では冷却材の存在は必須ではなく、冷却材が喪失しても熱輸送パスが寸断されないことが特長である。また、高温ガス炉では、炉心構造物の溶融のおそれがないため、軽水炉に設置されている原子炉格納容器熱除去系が不要であることも特長である。

4. HTTR による高温ガス炉の安全性実証

高温ガス炉の固有の安全性を実炉で実証することは重要な課題であり、原子力機構が HTTR を用いて高温ガス炉における異常や事故を模擬した試験（安全性実証試験）を実施し、固有の安全性の実証と解析コードの高度化に取り組んでいる。これまでに、制御棒引抜き試験、１次冷却材流量部分喪失試験及び１次冷却材全流量喪失試験（ヘリウム循環機全てを停止し１次冷却材流量をゼロとする試験）を実施してきた。東日本大震災前に実施した原子炉初期出力 30%（9MW）からの１次冷却材全流量喪失試験では、炉心を常時冷却している１次冷却材流量をゼロとし、かつ、制御棒を一切挿入しなくても、原子炉出力は自然に低下し原子炉が未臨界状態になることが実証されている [9]。HTTR の稼働後には、原子炉出力 100%（30MW）からの１次冷却材全流量喪失試験や原子炉出力 30%からの全交流電源喪失模擬試験（全てのヘリウム循環機を停止すると同時に炉容器冷却設備を停止する試験）を OECD/NEA の国際協力の枠組みで実施する計画である。

5. まとめ

高温ガス炉の安全上の特長、安全設計及び HTTR による安全性実証試験の概要について報告した。諸外国が実用化に向けて高温ガス炉の研究開発を進める中、我が国の高温ガス炉技術の優位性を保ちつつ国際的な原子力安全性の高度化へ貢献するため、本研究専門委員会では、国際標準化を目指して我が国の高温ガス炉技術に基づく高温ガス炉安全基準の検討を進めていく。

参考文献

1) S. Saito, T. Tanaka, Y. Sudo, et al., “Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR),“ JAERI 1332, Japan Atomic Energy Research Institute (1994).
2) 林君夫, 沢和弘, 塩沢周策, 福田幸朔, ”高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界, “ JAERI-M 89-162, Japan Atomic Energy Research Institute (1989).
3) D. G. Schweitzer, D. H. Gurinsky, E. Kaplan, C. Sastre, “A Safety Assessment of the Use of Graphite in Nuclear Reactors Licensed by the U.S. NRC,” NUREG/CR-4981 (1987).
4) 國富一彦, 片西昌司, 高田昌二ほか, ”高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）の設計研究,” 日本原子力学会和文論文誌, Vol.1, No.4, p. 352-360 (2002).
5) 大橋弘史, 佐藤博之, 國富一彦, 小川益郎, “高温ガス炉における本質的安全性の概念,” 日本原子力学会和文論文誌, Vol.13, No.1, p. 17-26 (2014).
6) H. Sato, X. L. Yan, Y. Tachibana, et al., “Transient analysis of depressurized loss-of-forced-circulation accident without scram in high temperature gas-cooled reactor,” Nuclear Technology, Vol. 185, p. 227-238 (2014).
7) S. Katanishi, K. Kunitomi, “Safety evaluation on the depressurization accident in the gas turbine high temperature reactor (GTHTR300),” Nuclear Engineering and Design, 237, p. 1372-1380 (2007).
8) H. Sato, H. Ohashi, Y. Tachibana, et al., “Analysis of Core Heat Removal Capability under DLOFC Accidents for HTGRs,” Nuclear Engineering and Design, 271, p. 530-536 (2014).
9) K. Takamatsu, D. Tochio, S. Nakagawa, et al., “Experiments and validation analyses of HTTR on loss of forced cooling under 30% reactor power,” J. Nucl. Sci. Technol. ,Vol.51, No.11-12, p.1427-1443 (2014).

Kazumasa Suyama

Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

総合講演・報告2「高温ガス炉の安全性について」
（「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会中間報告）」

(3) 高温ガス炉燃料の安全性

(3) Safety of HTGR fuel

原子燃料工業株式会社　本田　真樹

１．はじめに

高温ガス炉は高温の熱を取り出せるため、様々な分野での熱利用が期待でき、また、安全性にも優れることから、海外においても導入に向けた様々な活動や検討が行われている。高温ガス炉の安全性の大きな要因の一つは、燃料が高燃焼度域まで高温照射に耐え、事故時においても核燃料物質を閉じ込めることが出来る性能を持っているためである。本講演では、高温ガス炉用燃料の製造方法や品質管理方法、安全性について報告する。

２．高温ガス炉燃料の概要と特徴

高温ガス炉の燃料には、ゲル化法で製造した微小な二酸化ウラン粒子（燃料核）に化学蒸着法により形成する熱分解炭素（PyC）や炭化ケイ素（SiC）のセラミックスの多重の被覆層を有する特殊な被覆燃料粒子が用いられる。

被覆燃料粒子は、その個々の粒子内部に核分裂生成物（FP）を閉じ込める機能を有する。国内唯一の高温ガス炉である国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構（JAEA）の高温工学試験研究炉（HTTR）において被覆燃料粒子は、黒鉛マトリックス中に分散した燃料コンパクトに成形され、これらを黒鉛製のスリーブへ装荷した燃料棒、また、燃料棒を黒鉛製のブロックへ装荷した燃料体として炉心へ装荷・使用されている（図1）。

被覆燃料粒子は直径約0.9㎜の微小粒子であり、図1に示すように、燃料核を中心として内側から、①第1層として、ガス状の核分裂生成物（FP）等を溜める緩衝帯（バッファ）の役割を果たす低密度PyC層、②第2層として、ガス状FPに対する障壁である高密度PyC層、③第3層として、最も高い機械的強度を有し、金属FPに対する障壁や粒子内部に蓄積したガスに対する圧力容器の機能を果たすSiC層、④第4層として、ガス状FPに対する最終的な障壁、脆性を有するSiC層の保護、ならびに自身の照射収縮に伴うSiC層への締めつけ効果によってSiC層の強度保持の役割を併せ持つ高密度PyC層、の4重の被覆層から成る。

この様に、高温ガス炉用燃料はSiCやPyC、黒鉛等のセラミックスのみで構成されるため、非常に高い耐熱性を有するとともに、耐放射線性も高い。国内外の照射後加熱試験において得られた被覆燃料粒子の加熱温度と破損率の関係（図2）[1] から、被覆燃料粒子は温度約1800℃では破損は認められず、約2000℃でも著しい破損は生じないことが確認されている。また、被覆燃料粒子は温度1600℃を超える範囲までFPを完全に閉じ込めることが可能である[2]。さらに海外では独国の発電用実験炉AVRの運転実績などを通じて、燃焼度120GWd/tを超える照射条件下においても燃料は高い健全性を維持することが確認されている[3]。こうした特徴に示されるように、高温ガス炉用燃料は万一の事故により燃料温度が上昇した場合でも溶融せずFPを保持でき、高燃焼度まで使用できるという高い安全性と優れた性能を有している。

高温ガス炉の炉心を構成する被覆燃料粒子は膨大な数になる。HTTR用燃料の場合、被覆燃料粒子の数は1炉心分で約8.7億個である。したがって、如何に破損率の低い被覆粒子燃料を安定して供給するか、が原子炉の健全性を維持するための要件となる。

３．被覆燃料粒子の品質と運転実績

図1に原子燃料工業株式会社（NFI）における高温ガス炉用燃料の製造工程を示す。また、表1にNFIにおけるHTTR用燃料の被覆燃料粒子健全性に関する主な品質管理項目とその検査方法を示す。これらは、HTTRの安定的な運転を実現させるためにJAEAとNFIが長年にわたって燃料製造技術開発を行った成果をもとに、高温ガス炉用燃

料の量産技術として確立したものである。

HTTR 用燃料製造時の被覆粒子破損率の実績[3]を図 3 に示す。この、被覆粒子破損率は、被覆燃料粒子の安全性や健全性の直接的な指標となるものである。

また、HTTR と各国の高温ガス炉における運転中の Kr の放出率実績の比較[3)、5)、6)]を図 4 に示す。ここで Kr は運転時に破損した被覆燃料粒子より 1 次冷却材（ヘリウムガス）中へ放出される希ガスの FP で、高温ガス炉の 1 次冷却系配管へ沈着しないことや、特に ^{88}Kr は先行核種の影響がないことから、その放出率は燃料の照射健全性を把握するための尺度とされている。

図 4 に示される通り、海外炉における Kr の放出率は独国で 10^{-7}レベル、米国で 10^{-6}レベルの実績であったのに対し、HTTR の実績は 10^{-9}レベルと 2～3 桁も低く、燃料の製造時に生じた極僅かな破損と表面汚染に起因する放出レベルと評価されている[5)、6)]。また、HTTR における連続 50 日間、原子炉出口温度 950℃（世界最高温度）での運転実績（図 5）[7]からも、Kr の放出率が低いレベルで安定しており、燃料が非常に良好な健全性を有していることが実証されている。

以上のように、高温ガス炉においては燃料製造時の品質がその後の高温ガス炉の照射性能や安全性を決定する上で極めて重要であり、我が国の高温ガス炉用燃料技術は世界的にも最高レベルで確立されつつある。

４．安全性の更なる向上

現在、高温ガス炉用燃料の安全性を更に向上させるための研究がおこなわれている。JAEA はカザフスタン共和国の INP（The Institute of Nuclear Physics）の研究炉 WWR-K を用いてより先進的な高燃焼度型高温ガス炉燃料の照射試験を実施している。

NFI が製造を担当したこの照射試料の被覆粒子は、HTTR 燃料用被覆粒子に比べ、表 2 に示す様に第 1 層の低密度 PyC 層と第 3 層の SiC 層をより厚くしている。このように被覆層を厚く設計することにより被覆層破損への耐久性向上を図っている。図 6 に示される様に、製造時に SiC 層が破損していた粒子が貫通破損粒子に至るまでの燃焼度が HTTR 燃料では青実線であったものが、改良燃料では赤実線まで大幅に改善されるなど、安全性の更なる向上が見込まれている。[8]

５．まとめ

耐熱性、耐放射線性の高いセラミック材料のみで構成される高温ガス炉用燃料は、高温ガス炉の安全を担保する優れた特徴を有し、燃料製造時の品質がその後の高温ガス炉の健全性や安全性を決定する上で極めて重要である。我が国の高温ガス炉用燃料技術は世界的にも最高レベルで確立され、更なる向上も検討されている。

今後は、安全性に優れた高温ガス炉用燃料を健全且つ量産規模で製造できる技術と経験をもとに、高温ガス炉の安全設計や燃料製造プロセスを国際標準化することで、日本のみならず諸外国における安全なエネルギー源としての高温ガス炉普及実現に貢献することができると考えられる。

参考文献

1) S. Saito, T. Tanaka, Y. Sudo, et al., *Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)*, JAERI 1332, Japan Atomic Energy Research Institute (1994).

2) W. Shenk, G. Pott, H. Nabielek, *Fuel Accident Performance Testing for Small HTRs*, J. Nucl. Mater. 171, 19-30 (1990).

3) International Atomic Energy Agency, *Fuel performance and fission product behavior in gas cooled reactors*, IAEA-TECDOC-978, International Atomic Energy Agency (1997).

4) S. Ueta, et al., *Development of high temperature gas-cooled reactor (HTGR) fuel in Japan*, Progress in Nuclear Energy 53 (2011) 788-793

5) K. Sawa, et al., *Integrity Confirmation Tests and Post-irradiation Test Plan of the HTTR First-Loading Fuel,* J. Nucl. Sci. Technol. 38(6), 403-410 (2001).

6) S. Fujikawa, et al., Achievement of Reactor-Outlet Coolant Temperature of 950℃ in HTTR, J. Nucl. Sci. Technol. 41(12), 1245-1254 (2004).

7) 植田他「HTTR（高温工学試験研究炉）の高温連続運転完遂（３）燃料の挙動」日本原子力学会　2010 年秋の大会　平成 22 年 9 月 15 日(水)　北海道大学

8) S. Ueta, et al., *Irradiation Performance of HTGR Fuel in WWR-K Research Reactor*, HTTR2014 Paper HTR2014-31213, October 27-31(2014)

表１　HTTR 用燃料における主な品質管理項目と検査方法

検査対象	項　目	方　法	検査目的
燃料核	直径	PSA(Particle Size Analizer)	燃料の核的･熱的性能の保証
	真球度	PSA(Particle Size Analizer)	燃料の健全性の保証
	密度	水銀置換法	燃料の核的･熱的性能の保証
	不純物	発光分光分析法、 吸光光度法など	燃料の健全性の保証
被覆燃料粒子	被覆層厚さ	PSA(Particle Size Analizer)、 X線ラジオグラフ	燃料の機械的強度、耐照射性能の保証
	密度	第１層－水銀ピクノメーター法 第２層－浮遊沈降法 第３層－浮遊沈降法 第４層－液体置換法	燃料の耐照射性能の保証
	光学的異方性因子	光学的異方性測定装置 （第２層、第４層について実施）	燃料の耐照射性能の保証
燃料コンパクト	露出ウラン率	電気解砕－硝酸浸出法	燃料の健全性の保証
	SiC破損率	燃焼－硝酸浸出法	燃料の健全性の保証
	圧縮破壊強度	一軸圧縮法	燃料の健全性の保証
	マトリックス密度	計算法	燃料の核的、熱的性能の保証

表２　WWR-K 照射高燃焼度型被覆燃料粒子の概要 [8)]

	HTTR	Precursor researches	This study
Target burnup [GWd/t]	33	70 - 90	≥ 100
(Mean.)			
Kernel dia. [μm]	600	500 - 550	500
Buffer thick. [μm]	60	90	95
SiC thick. [μm]	28	30 - 35	35

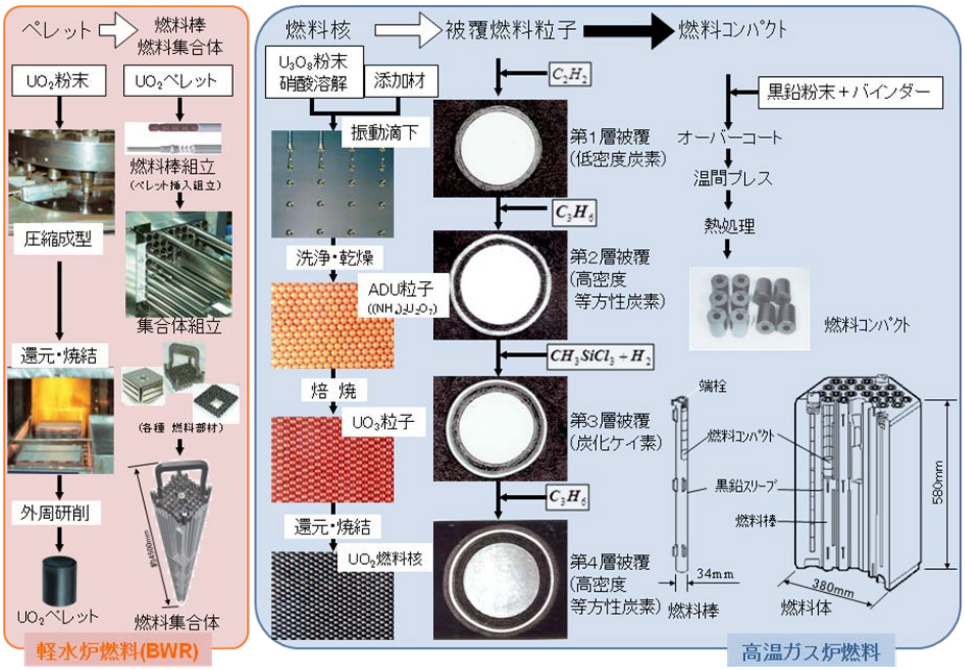


図１　高温ガス炉用燃料の製造工程（軽水炉燃料製造工程との比較）

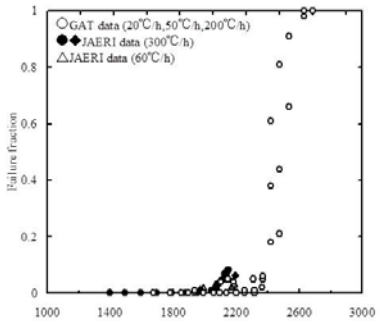


図２　温度と破損率の関係 [1)]

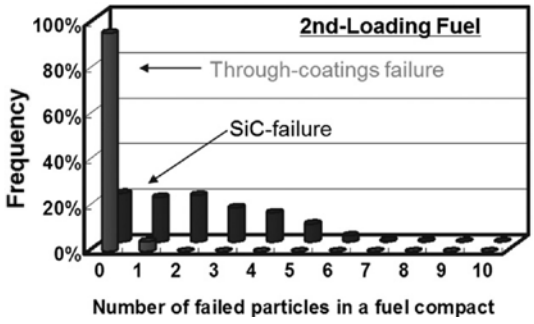


図３　被覆燃料粒子の破損率（HTTR 取替燃料）[4)]

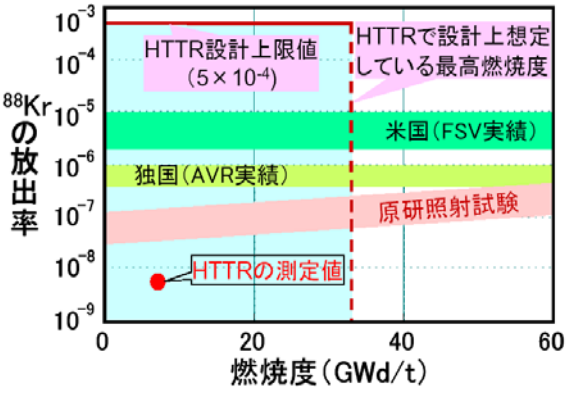


図４　HTTR の運転実績の例 [3, 5, 6)]

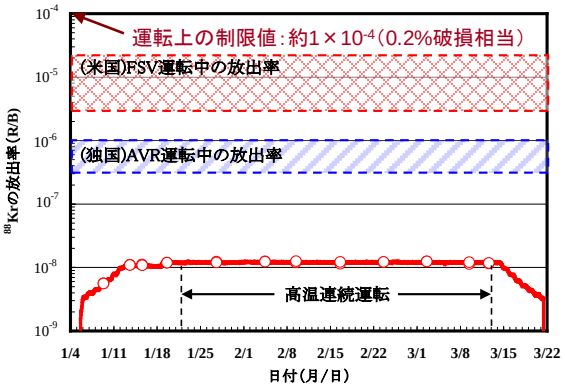


図５　HTTR 連続 50 日間　950℃運転時の実績 [7)]

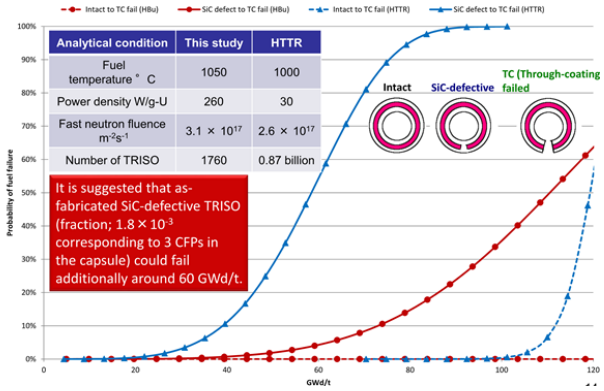


図６　WWR-K 照射高燃焼度型燃料の破損予測 [8)]

Masaki Honda

Nuclear Fuel Industries, LTD.

総合講演・報告 2「高温ガス炉の安全性について
(「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会中間報告)」

(4) 高温ガス炉黒鉛の安全性

(4) Safety of graphite components in HTGR

東洋炭素株式会社　國本英治

1. はじめに

高温ガス炉（HTGR）は、安全性に優れ、第 4 世代原子力システムの有力な候補の一つとして注目されており、世界的に研究開発が進められている。我が国においては、(国研)日本原子力研究開発機構（JAEA）において、1998 年に初臨界を達成した高温工学試験研究炉（HTTR）を中心に研究開発が進められている。

黒鉛材料は、高速の中性子を減速する減速材及び中性子を反射する反射材としての特性を備えており、耐放射線性・耐熱性・耐食性を有することから、高温ガス炉等の炉心用構造材として用いられている。HTTR の炉内構造物として採用されている IG-110 黒鉛は、世界で稼働中（HTR-10（中国））、および建設中の HTR-PM（中国）にも採用されている。本セッションでは、その高温ガス炉用 IG-110 黒鉛の化学的・機械的特性、照射挙動を示し、安全性及び健全性について紹介する。

2. 黒鉛について [1)]

黒鉛は、他の工業材料にない導電性、耐熱性、伝熱性、潤滑性、耐薬品性などの優れた特徴がある。また、原料及び製造方法の組合せにより、多種多様な特性を設計できる材料である。さらに軽量で加工性が良い事から、冶金,化学,電気,航空宇宙や原子力など多くの産業分野で使用されている。しかしながら一般生活において黒鉛の存在を目にする機会は少なく、いわゆる「工業界の黒子」として活躍している。

2.1 黒鉛の化学的・機械的特性

黒鉛は完全還元雰囲気では、2500～3000℃でも物理的・化学的に安定した物質であり、高温構造材として使用されている。また、黒鉛の化学的特徴として、高温での酸化反応が挙げられる。約 3000℃で黒鉛化された黒鉛は揮発成分が無いため難燃性であるが、IG-110 黒鉛は、ハロゲンガス中、約 2000℃に加熱し、酸化触媒となる金属不純物を低沸点のハロゲン化物にして揮発させ除去した高純度材料であるため､炭素原子の酸化反応が極めて遅く、さらに難燃性の材料である。さらに、IG-110 黒鉛は緻密で内部気孔が少なく、反応表面積が小さいため、反応ガスが黒鉛内部まで拡散しにくく、耐酸化性を向上させている。

黒鉛の特筆すべき特徴として、強度が 2500℃まで温度と共に増大し、さらに常温強度の約 2 倍にも達することが挙げられる。この特異な性質により高温の用途には必要不可欠な材料となっている。また、微粒等方性黒鉛は、粗粒黒鉛と比較して、高強度でばらつきが小さい特徴を有している。

2.2 黒鉛の照射挙動

黒鉛は高速中性子の照射により、結晶中の炭素原子の層に垂直な c 軸方向では伸び、層平面の a 軸方向では収縮する挙動を示す。これは、中性子にはじき出された炭素原子が層間に入りクラスターを形成するためである。さらに照射が進むとクラスターは、成長し格子間型の転位ループとなり、新たな一層を形成し、c 軸方向に伸びが生じる。この結果、炭素原子が抜けた空孔の応力緩和により a 軸方向は収縮する。このように大きなループは、格子中に新たな結晶平面ができていることを意味しており、巨視的な寸法変化を引き起こす要因となる。その他にも、黒鉛は照射によって熱伝導、ヤング率、強度、熱膨張係数等が変化し、照射によるクリープも引き起こされる。

3. 高温ガス炉黒鉛構造物に関する安全要件について

日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会（平成 25 年 5 月～平成 27 年 2 月）において策定された「実用高温ガス炉の安全要件」のうち、高温ガス炉黒鉛構造物に対する安全機能と安全上の機能要求の達成に必要となる、「構造物として求められる特性」と「材料として求められる特性」を以下に示す。

3.1 構造物として求められる特性

構造物としての設計における基本的な考え方は次のとおりである。

黒鉛構造物は、すべての原子炉システム状態で生じ得るすべての劣化プロセスとの組み合わせにおいて、その構造上の健全性を維持するとともに炉心の構造材として必要な性能を有し、また、原子炉の炉心内で予想される放射線レベルとその他の条件に十分に耐えるように設計されなければならない。

黒鉛構造物に構造物として求められる特性は、次のとおりである。

① 黒鉛構造物から構成される炉心は、発熱密度に比して大きな熱容量を有すること

② 黒鉛構造物から構成される炉心は、炉心からの除熱に関する性能要求を満足できる伝熱特性を有すること

設計において考慮すべき伝熱特性に関する劣化プロセスは、次のとおりである。

- ✓ 照射及び温度変化による変形及び物性値の変化

③ 構造上の健全性を維持できること

構造上の健全性維持については、設計限度として黒鉛構造物の応力制限を規定するとともに、発生する応力評価を行い、これが応力制限を満足するように設計する。設計においては、次の荷重を考慮する。(1) 自重、(2) 他の構造物の重量、(3) 地震荷重、(4) 熱荷重、(5) 流体振動、(6) 関連構造物との摩擦相互作用、(7) 照射ひずみ（炉心黒鉛構造物）、(8) 炉心差圧（炉心支持黒鉛構造物）また、発生応力の評価に当たっては、照射効果、酸化効果を考慮する。これらより、設計において考慮すべき強度に関する劣化プロセスは、次のとおりである。

- ✓ 流体励起振動などを含む静的及び動的な荷重
- ✓ 照射又は化学的影響に起因する変形及び物性値の変化

また、黒鉛構造物は、取り扱いに伴う荷重及び応力に耐えるものでなければならない。

3.2 材料として求められる特性

黒鉛構造物として使用する黒鉛に求められる材料特性及びこれに関する指標をまとめると、以下となる。

① 高熱伝導特性 :熱伝導率（炉床部断熱層は除く）

② 高強度特性 :曲げ強さ、引張強さ、圧縮強さ

③ 耐酸化性特性 :灰分量

④ 低放射化特性 :放射化性不純物

上記の特性項目について、未照射時及び原子炉の炉心内で予想される放射線レベルとその他の条件下において、十分な特性を有することが必要であり、これを満足するのが等方性黒鉛または準等方性黒鉛である。

なお、原子力の黒鉛構造物に使用される黒鉛には、核的特性（低ホウ素当量）が要求されるが、安全上の機能を果たすための要件ではないため、ここでは考慮しない。

また、商業用高温ガス炉の黒鉛構造物として採用するためには、上記の「材料と求められる特性」を満たし、なおかつ以下 4 点を満たすことが重要である。

1 .優れた耐中性子照射特性を持ち、設計上有効な熱的、機械的な照射データを有すること。

2.構造上の安全性の観点から、高強度でばらつきの少ない材料であること。

3.等方的性質を有し、大型サイズが製造出来ること。

4.コストパフォーマンスに優れて、長期間安定した供給が可能であること。

我が国では、1977 年から HTTR の建設に向けた各種材料の R&D が開始された。IG-110 黒鉛は、高耐熱性、十分な強度、高い品質安定性を有していることが立証され、中性子損傷に関する数多くのデータも有していることから、現在稼働中の高温ガス炉（HTTR,HTR-10）に採用されている。

3.3 高温ガス炉黒鉛構造物の規格案

将来の実用高温ガス炉の黒鉛構造物の規格化に必要な内容を検討するため、2008 年に「高温ガス炉黒鉛構造物規格化のための調査検討」特別専門委員会が日本原子力学会に設立された。委員会においては、実用高温ガス炉の黒鉛構造物の規格化のため、HTTR の黒鉛構造物設計方針を見直し、IG-110 黒鉛の設計用照射データを示すと共に、照射データの内外挿による評価手法を検討した。また、米国機械学会(ASME)で検討されていた高温ガス炉黒鉛構造物の規格の調査、相互の整合性の検討がなされた。委員会の活動の結果、2009 年に ASME に先駆けて世界的に受け入れられる「高温ガス炉黒鉛構造物規格原案」がまとめられた。

3.4 IG-110 黒鉛の健全性・安全性

通常、黒鉛製造では、厳しい品質保証体制のもと、種々の検査項目を設定することにより、健全性を確保している。中でも、IG-110 黒鉛は、原子力用黒鉛として数十年にわたり安定した品質を維持し、長期間安定した供給が可能な材料である。

IG-110 黒鉛は高強度で、ばらつきが小さいため、高温ガス炉黒鉛構造物の設計上、十分な安全上の裕度が確保できる。等方性黒鉛の製法及び検査項目については、既に多くの解説があるので詳しくはそれらを参照されたい[1)2)]。

4. まとめ

・高温ガス炉黒鉛構造物が構造上の健全性を維持するためには、高熱伝導特性、高強度特性、耐酸化特性、低放射化特性に優れた黒鉛であることが求められる。

・高温ガス炉黒鉛構造物の設計においては、十分な安全上の裕度が必要である。この要求には高強度でばらつきが小さく、安定的に供給され、さらに豊富な照射データを持つ黒鉛を使用することが重要である。

・微粒等方性である IG-110 黒鉛は、原子力用黒鉛として HTTR（日本）、HTR-10（中国）に使用された実績を持ち、建設中の HTR-PM（中国）にも採用されている。

・実機の HTGR から取得される様々な IG-110 黒鉛のデータは、将来建設されるであろうカザフスタン、中国、米国等の HTGR に活かす事が期待される。

参考文献

1) 東條純, 等方性黒鉛の製法と主な用途, TANSO, No.234, pp.234-243(2008)

2) 東洋炭素(株)ホームページ, http://www.toyotanso.co.jp/

総合講演・報告 2「高温ガス炉の安全性について
（「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会中間報告）」

（5）IAEA CRP の活動状況

(5) Status of IAEA CRP on HTGR safety design

大橋　弘史
日本原子力研究開発機構

1. はじめに

高温ガス炉は安全性に優れ、1000℃近い高温の核熱を水素製造やガスタービン発電等に利用できることから、第 4 世代原子炉のひとつとして世界各国で実用化に向けた研究開発が実施されている。我が国では、我が国初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉（HTTR）を用いて、高温ガス炉技術基盤の確立が進められている。また、平成 26 年 4 月に閣議決定された「エネルギー基本計画」や「日本再興戦略」改定 2015（平成 27 年 6 月閣議決定）などにおいては、高温ガス炉など安全性の高度化に貢献する原子力技術の研究開発を国際協力の下で推進することが明記され、東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえて、原子力の安全性の高度化に対する高温ガス炉への期待が高まっている。日本原子力学会では、HTTR の設計、建設及び運転・試験、並びに、実用高温ガス炉の設計研究等を通じて蓄積してきた我が国の高温ガス炉技術に基づく実用高温ガス炉の安全基準の国際標準化に資するため、「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会（平成 25 年度～平成 26 年度）において、実用高温ガス炉の安全基準のうち機能要求を規定する安全要件を作成した。日本原子力研究開発機構（原子力機構）は、平成 26 年 12 月から 3 年計画で開始した国際原子力機関（IAEA）の高温ガス炉の安全設計に関する協力研究計画（Coordinated Research Project：CRP）に参画し、日本原子力学会で作成した実用高温ガス炉の安全要件の国際標準化を目指した活動を進めている。本講演では、実用高温ガス炉の安全要件の概要及び IAEA CRP の活動状況について報告する。

2. 実用高温ガス炉の安全要件

2-1. 安全確保の考え方

安全要件の作成にあたり、実用高温ガス炉における安全確保の基本的な考え方を以下のように定めた。

- 放射性物質の重大な放出を招く可能性のある状況が実質的に排除されるようにする
- 被覆燃料粒子による放射性物質の閉じ込め機能が維持されるようにする
- 受動的安全設備あるいは固有の特性に基づき、必要な安全機能を達成する

すなわち、実用高温ガス炉の安全設計では、多重故障を伴う事象に対しても設計で対処し、炉心の著しい損傷事故（被覆燃料粒子被覆層の損傷に伴う環境への著しい放射性物質の放出）が発生しないように設計することを要求することとした。

2-2. 実用高温ガス炉の安全要件の概要

上記の安全確保の考え方に基づき、実用高温ガス炉の安全要件を作成している。このうち、原子炉の基本的な安全機能である「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」を中心に、軽水炉の安全要件 [1)]との違いを含めながら以下に概説する（図１）。

(1) 放射性物質の閉じ込め

軽水炉の安全要件では、燃料要素及び燃料集合体に関して、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時にのみ、これらの健全性維持が要求されている。一方、実用高温ガス炉では、被覆燃料粒子の優れた放射性物質閉じ込め機能を活用し、原子炉格納施設への放射性物質閉じ込め機能要求を緩和すること、更に、

究極の安全性を目指した高温ガス炉では、事故状態に被覆燃料粒子のみに放射性物質閉じ込め機能を期待することを目指している。そこで、運転状態及び事故状態のすべてにおいて、安全確保の観点から要求される放射性物質閉じ込め性能が維持されるように設計することを被覆燃料粒子に対する安全要件としている。また、軽水炉の安全要件では、事故時の放射性物質の閉じ込め機能要求を課す設備として「格納容器」の設置を規定しているが、実用高温ガス炉の安全要件では、燃料に対して事故時における放射性物質閉じ込め機能維持を要求することにより、気密性能の緩和（コンファイメントの適用）を容認している。

(2) 原子炉の停止

高温ガス炉では、原子炉停止系として制御棒系と後備停止系（制御棒系が何らかの原因で挿入できない場合のバックアップ）を設ける設計が一般的である。一方、HTTR を用いた安全性実証試験で確証されているように、高温ガス炉は優れた固有の炉停止特性を有し、燃料の高い耐熱性や出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対して炉心の温度変化が小さくかつ緩慢である特性とあいまって､1 次系の冷却機能が喪失し、かつ、原子炉スクラムに失敗したような場合でも、物理現象のみによって反応度が自然に低下し、燃料温度が制限温度以下に自然に静定する固有の安全性を有する [2)]。このような特長を考慮し、軽水炉の安全要件では原理の異なる独立２系統を要求しているのに対し、高温ガス炉の安全要件では原理の異なる２つの手段を要求することとし、固有の炉停止特性を１つの停止手段とみなす考え方としている。

(3) 炉心からの除熱

HTTR を用いた安全性実証試験によって、炉心の強制冷却を行わなくても、各種の制限値を上回ることなく、原子炉圧力容器の外面からの熱除去により炉心からの残留熱除去が可能であることの実証を進めている [2)]。すなわち、安全上、炉心の強制冷却は不要であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が維持されない事故時を含め残留熱の除去が必要なすべての状態において、炉室の自然対流及び原子炉圧力容器からの熱放射によって間接的に炉心を冷却できる可能性がある。このことから、実用高温ガス炉の安全要件では、軽水炉に要求されている非常用炉心冷却（能動的な炉心の強制冷却）を適用除外とし、原子炉圧力容器の外面からの受動的な残留熱除去（受動的な炉心の間接冷却）のみを要求する考え方としている。

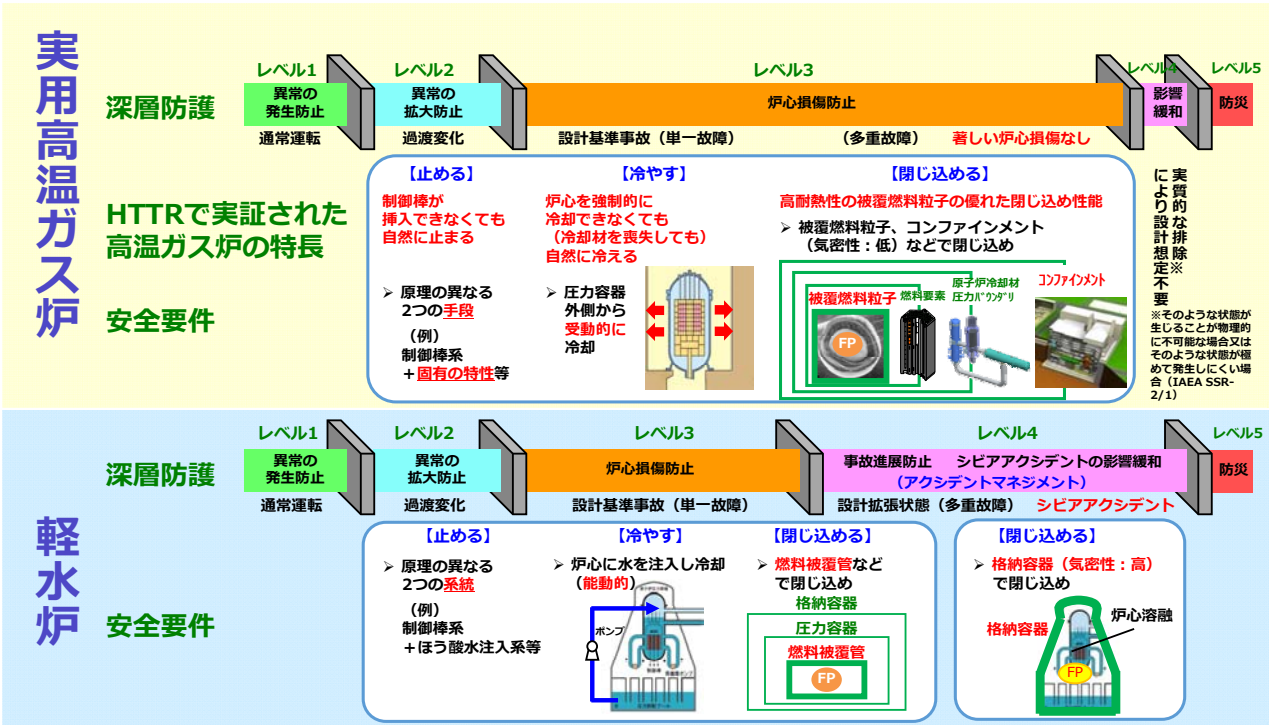


図１　実用高温ガス炉の安全要件の概要

また、外部電源喪失に対しては、受動的な設備と固有の安全性による安全確保を要求しているため、軽水炉で規定されている炉心の溶融の影響を緩和するために必要な設備への電源供給は不要であり、プラントパラメータ監視、放射線モニタリングへの電源供給のみを要求している。

3. IAEA CRP の活動状況

3-1. IAEA CRP の概要

高温ガス炉の安全設計に関する CRP（CRP on Modular High Temperature Gas Cooled Reactor Safety Design）は、高温ガス炉の優れた安全上の特長を考慮した国際標準となる安全要件案を検討することを目的とし、平成 26 年 12 月に IAEA 協力研究計画委員会において、その開始が決定された。期間は 3 年間、参加国は日本、中国、独国、インドネシア、カザフスタン、韓国及び米国の 7 カ国であり、日本からは原子力機構が参加している。これまで、平成 27 年 6 月に IAEA（オーストリア・ウィーン）において、第 1 回研究調整会合が開催されている。

3-2. 第 1 回研究調整会合の概要

第 1 回研究調整会合には、CRP 参加国 7 カ国とオブザーバー2 カ国（英国、南アフリカ）から 15 名が参加し、CRP におけるタスクの分担、各タスクのリード国、報告書の内容、今後の進め方などが議論された。原子力機構からは、日本原子力学会において作成した高温ガス炉の安全要件を提示し、これをたたき台として検討を進めることを提案した。また、米国からは、米国 DOE の主導により取りまとめられた新型炉の Safety Design Criteria（SDC）が紹介された。議論の結果、本 CRP では日本と米国が提案する 2 つの安全要件を検討しつつ、日本が提案した安全要件をベースとして、米国の SDC や他国（独、中国や南アフリカ等）における過去の許認可に関する知見を必要に応じて補足することにより、NE Series Technical Report にまとめることとなった。

3-2. 現在の活動状況

現在、CRP 参加国が日本から提示した安全要件をレビューするとともに、原子力機構は米国 SDC などのレビューを進めている。原子力機構による米国 SDC のレビュー内容は、日本原子力学会「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会において報告され、日本原子力学会で作成した安全要件に対する過不足などについて議論している。次回の第 2 回研究調整会合（平成 28 年 6 月）では、日本が提示した安全要件及び米国 SDC の技術的な内容などについて議論を行う予定である。

4. まとめ

本講演では、IAEA における国際標準化を目指して日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会で作成した実用高温ガス炉の安全要件の概要及び IAEA CRP の活動状況について報告した。原子力機構は、我が国の高温ガス炉技術の優位性を保ちつつ国際的な原子力安全性の高度化へ貢献するため、日本原子力学会で作成した実用高温ガス炉の安全要件の国際標準化を目指し、IAEA CRP を主導していく。

参考文献

1) IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Design Safety Requirements, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (2012).
2) K. Takamatsu, D. Tochio, S. Nakagawa, et al., “Experiments and validation analyses of HTTR on loss of forced cooling under 30% reactor power,” J. Nucl. Sci. Technol. , Vol.51, No.11-12, p.1427-1443 (2014).

Hirofumi Ohashi

Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Over View Report：Over View Report 3

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sat. Mar 26, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F Lecture Rooms B B201

[OV03] Activity Report of the Investigation Committee on Development of Activity and Risk Evaluation Method for Faults by Engineering Approach

Chair: Koji Okamoto (Univ. of Tokyo)

[OV0301] (1)Introduction of the Investigation Committee

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

[OV0302] (2)On Numerical Models for Mechanical behavior of Rock Mass

＊Takashi Kyoya[1] (1.Tohoku Univ.)

[OV0303] (3)Facilitation of cooperative discussion among scientists and engineers to cope with fault rapture hazards

＊Kazuo Tani[1] (1.Tokyo Univ. of Marine Science and Technology)

[OV0304] (4)An Interim Report of the Investigation Committee

＊Takashi Dodo[1] (1.JANSI)

総合講演・報告 3「『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告」

（1）調査専門委員会について

(1) Introduction of the Investigation Committee

奈良林 直[1]

[1]北海道大学，調査専門委員会主査

1. はじめに

1-1. 調査専門委員会の活動目的

「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会では、活断層の活動等に伴って生じる断層変位も外部ハザードの一つと捉え、施設に与える影響に関する工学的な評価手法について、既往の研究成果を活用しながら、関連する多分野の専門家の協働により調査検討を行う（図 1）。

それに基づき、不確実性を踏まえたトータルのリスク評価、リスクを低減するためのアクシデントマネジメントの方策等にまとめ、原子力施設の安全性向上に資していく。

成果は報告書にまとめて国内外に発信するとともに、標準化の活動等に供していく。

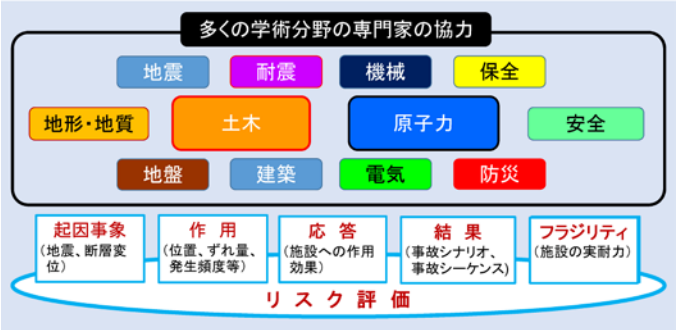


図 1　学術分野横断の検討スキームの構築

1-2. 活動状況

本調査専門委員会の設置期間は、2014 年 10 月～2016 年 9 月の 2 年間であり、これまでの 1 年半の間に、調査専門委員会を 7 回、傘下の原子力分科会を 5 回開催し、調査検討を行ってきた。

この 2016 年春の年会において中間報告を行い（講演(1)、(4)）、本年 9 月までに最終報告書をまとめる予定である。　（検討状況はホームページ参照　http://www.aesj.net/sp_committee/com_dansou）。

2. 検討の背景、問題認識

2-1. 断層変位への取組みの必要性

我が国は地震国であることから、原子力施設の立地・設計においては、最新の知見を踏まえて地震や津波を考慮した取組みが行われてきた。

しかし、2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災において、東京電力福島第一原子力発電所は安全上重要な施設は地震動に対して機能を維持したが、想定を上回る高さの津波の来襲を受け、全電源喪失とそれに伴う過酷事故が誘起された（以下「福島第一事故」という。）。事故の要因として、各事故調査報告書では、津波の想定において最新知見の反映ができていなかったことや、想定を超える事象に対する備えができていなかったことなどが指摘されている。

この事故により、社会は、“原子力が持つリスクがどのように顕在化するのか”を経験し、また、不確実さの大きい自然現象に対する原子力施設のリスク管理への取組みをあらためて考える重大な契機となった。

導き出される重要な教訓の一つは、関連する分野の専門家は、お互いに協力して、どのように原子力安全の確保に取り組むべきかをもっと注意深く考え、施設の安全性向上・リスク低減に向けた弛まぬ取組み

*Tadashi Narabayashi[1]

[1]Hokkaido University, Chairman of the Committee

を進めていかねばならないということである。

福島第一事故後の規制体制や基準が見直される中で、既設の原子力施設において、敷地内の断層変位の可能性の有無についての議論が生じており、断層変位の施設への影響の解明が喫緊の課題となっている（図2）。

地表に断層変位が生じる頻度は非常に低く、不確実さが大きい現象である。また、実験による模擬も難しい。このような不確実さが大きい事象の理解においてはその分野の専門家の意見が重要となるが、特に自然科学の分野においては、専門家でも様々な見解が存在し得る。

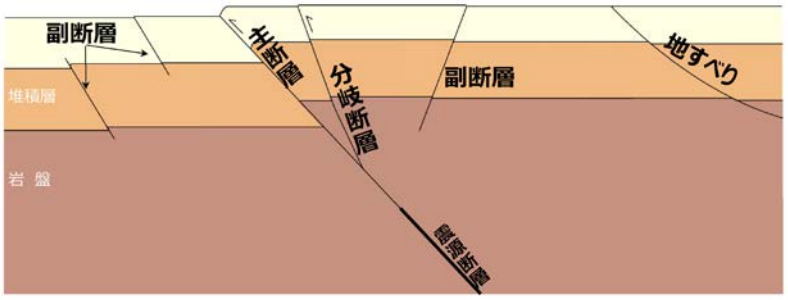


図2　地表付近の主な断層変位

2-2. 工学的対応の重要さ

原子力施設の利用を進めていくに際して、福島第一事故の反省の上に立てば、対象とする自然現象がどれだけ分かっていて、不確実さがどの程度あるのかについて専門的な知見を動員し、施設の安全性評価の観点から幅広い意見を集約し、科学的に多面的に検討を行うことが必要となる。

そして、最新の知見を反映した想定を行ったとしても、特に自然現象は不確実さが大きく、想定を超えることが起こり得るものとして備えをしておかねばならない。このことは、我が国において福島第一事故以前には欠けていた点である。科学的想像力を持ち、あらゆる力を使ってそれに備えるという発想が求められている。想定外をなくすには、多面的な多くの想定を行う以外にはない。

想定を超えた領域への対処は、リスク評価に基づく手法によって検討を行い、その評価結果から得られる情報を活用して、施設の安全性向上等のための意思決定を行うことが重要となる。リスク評価は、想定を超える外力に無防備になるのを防ぐために意義がある。また、リスク評価は、原子力安全の基本概念である深層防護の有効性を確認することにもなる。

このような科学的、技術的に合理的な取組みによりリスクを低減していく努力によって、「人と環境を守る」という原子力安全の目的を達成していかねばならない。

原子力施設という総合システムの安全確保は、幅広い分野の知の統合により成り立つものである。自然科学分野の知見も最大限活用し、原子力施設の安全確保を確実なものとするために、工学の果たす責任は極めて大きい。工学の責任は将来予測ではなく、想定を超える事象まで含めてシステムパフォーマンスを明確化し、原子力安全のため、更にどのような対処をすべきかを提示していくことである。

本調査専門委員会で対象とする断層変位も、地震や津波などと同様に外部ハザードとなり得る自然現象の一つと捉え、上述の認識に則って、その影響の程度を評価し、施設に如何なる影響をもたらすかをシナリオとともに評価することが原子力安全の考え方に沿った対応となる。その評価のための技術は、各学術分野においてすでに蓄積されてきている。

断層変位の施設にもたらす影響を評価して、対応策などの意思決定に繋げ、その結果を社会に提示していくことが、原子力安全に関わる者の責務と言える。

断層変位の可能性の有無のみの判断（＝いわば“ゼロ変位要求”）をしても、原子力安全に関わるリスクを評価したことにはならない。 断層変位が生じる頻度やその特徴などの不確実さも踏まえて、科学的に分析されたシナリオとともに断層変位の施設への影響を評価することが、原子力安全に関わるリスク評価となる。リスクを評価し、リスクを可能な限り低減させる努力を促すことができる首尾一貫した考え方が重要である。

福島第一事故の教訓を踏まえて原子力利用について社会の信頼を獲得していくために、リスクの再認識、原子力安全を確保するための一貫した取組み、安全性を継続的に改善する姿勢、それらに関する国内外への説明責任が重要であるということを、本調査専門委員会としても強く認識するものである。

3. 断層変位に対するリスク評価の基本的考え方

3-1. 原子力安全の考え方

原子力安全の目的は、人と環境を、原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することであり、原子力施設の安全確保の目標は、人や環境に放射線の有害な影響を与えるような事故の可能性を確実に極めて低いものとすることである。

これらの達成のため、国際的にも有効であると考えられているのが、深層防護の概念の適用である。

深層防護とは、原子力安全の目的の達成のために、ある目標をもった幾つかの障壁（防護レベル）を用意して、あるレベルの防護に失敗したら、次のレベルで防護するという概念である。

これは、人と環境に影響を与えるまでの種々の現象には人知が及ばない振る舞いが存在し得ることから、事前に充分と思われた対策でも思いがけない理由で失敗するかも知れないという不確実さの影響を考慮して、別の対応策、次の防護レベルの対応策を繰り返すことにより、一連の防護策全体の実効性を高めるという考え方である。

これら防護レベルの手段には、物理的な障壁のほか、例えば制御・管理や緊急時における対応手段も含まれる（ハード対策、ソフト対策）。

具体的な対応策においては、防護レベルを多層とすることを基本的な考え方として、想定する事象に対して複数の防護レベルで様々な手段を用意する。

また、特に自然現象のように不確実さが大きいものに対しては、事前の想定を逸脱したシナリオとなる場合もあり得るとして、不確実さに対する備えを多層とすることで、防護策全体の効果を高めることができる。

さらに、極めて頻度の低い事象や経験のない事象に関しては知識の不完全性による限界があることから、想定を超える領域の存在が否定できないとして、当該ハザードの特徴を踏まえた異なる質（工学的に違った切り口）の防護策を講じておくことが有効となる。

すなわち、不確かさに対処しつつリスクの顕在化を防ぐために深層防護の概念を適用することが有効であり、その的確な適用により、事象の早期の収束や機能の復旧などのレジリアンスの考え方も含めて、全体として質の高いロバストな対処が可能となる。

深層防護の考え方は、原子力安全を確保するための普遍的な考え方であり、それを積極的に講じることが重要な戦略となっている。

この深層防護の考え方を的確に適用し、効果的にリスクを低減を図るためには、リスク評価を実施することが有効である。

潜在的なリスクを管理するためには、リスクの三重項（リスクトリプレット）に答えることが必要であることが提唱されている。

①どのような望ましくないことが起こるか？What can go wrong?（事故シーケンス）

②その発生可能性は如何ほどか？How likely is it?（頻度）

③その影響はどのくらいか？What its consequences might be?（影響）

福島第一事故を踏まえると、リスク評価の重要性が一層高まっている。リスク評価は、定量的なリスクの程度や弱点の把握ができ、また、多くのシナリオを取り込むことで想定外を少なくすることができる。

すなわち、「どのような望ましくないことが起こるか」というシナリオを幅広く考慮することが重要で、

事象の進展についての検討を行うアプローチが必須の取組みとなる。その取組みが原子力安全において価値を生み出す。

自然現象の一つである断層変位に対してもこの考え方を適用して原子力安全を考えること、すなわちリスクを評価するアプローチが必要であり、そのことにより、原子力安全の取組みが全体として首尾一貫した対応となる。

原子力安全の考え方からは、リスクへの寄与が小さいことが明らかでない限り放置してはならず、リスクの定量化の努力を行い、定量化が不完全にしかできない場合であっても、合理的に実行可能な評価・対応策を検討して、社会に提示していくことが必要である。

3-2. 断層変位に対する安全の考え方

原子力施設の場合、事前の詳細な地形・地質調査によって重要施設の設置地盤に断層変位の想定をする必要がないことを確認し、特に原子炉建屋に関しては設置地盤の検査（岩盤検査）を実施し、施設の支持性能に問題が生じるものではないことを確認してきた。

すなわち、施設を設置する場合は、断層変位を「避ける」という考え方によって、断層変位の想定を不要としていた。

一方、もとより施設の設置地盤（岩盤）には破砕帯などの弱面が存在しているので、地震動の影響に対する設置地盤の支持性能等の検討はこれまでもなされている。

福島第一事故の教訓を踏まえると、可能な限り想定外をなくすことが必要で、その上で、想定を超えた領域に対しても対処を行い、リスクをできる限り低減することが求められる。

断層変位については、上記のとおり、施設設置時点の判断により施設への影響評価の想定に含めていなかったが、想定から排除せずにリスク評価を行うことが、隙間のない一貫した原子力安全の対応となる。

既設の原子力施設において、新たな情報等によって断層変位の考慮の必要性が生じた場合には、地形・地質調査などから得られる情報に基づき断層変位という事象の内容（発生位置、ずれ量、方向、頻度など）を想定し、次のステップとして施設に対する影響の検討を行うことが基本的な手順となる。これら評価においては、不確実さが適切に考慮されねばならない。

その上で、想定する断層変位を設定しても、事象の不確実さが大きいことから、想定を超える場合も考慮してリスク評価を行うことが必要である（図 3）。

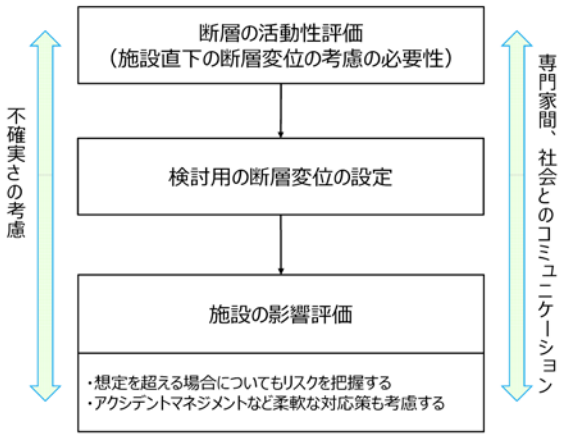


図 3　既設炉の対する評価手順案

ここで、断層変位により発生する事象に対しても、深層防護の考え方で対処することが基本であり、有効である。知識やデータが限られている低頻度事象に対して、深層防護は一層重要な戦略となる。

既設の原子力施設においては、福島第一事故の経験を踏まえ、深層防護の考え方も適用しながら、アクシデントマネジメントなど、様々な対応策が講じられている。

これらは断層変位を想定して講じられてきているものではないが、事故以前よりもロバストな防護策が講じられていると考えられることから、これらも含めて、断層変位に対する評価をしていくことが技術的に理に適っている。

具体的には、例えばすでに地震動などに対してなされていた設計あるいはその設計裕度の範囲において、想定する断層変位に対しても安全上重要な機能を有する施設（SSC）の要求性能が満足されるかを確認する。変位量の程度によっては、施設の有する安全機能に支障を与えない場合が考えられる。

また、既設炉の当初設計においては断層変位を設計基準事象としては想定していなかったことから、必要に応じて、福島第一事故後に拡張・強化された影響緩和策（アクシデントマネジメント）も含めた有効性についても検討を行う。

さらに、想定を超えた断層変位に対してもリスク評価を行い、アクシデントマネジメントの有効性の検討を行う。

これらの評価・検討においては、断層変位の生じる頻度や現象の特徴を踏まえた考慮が重要となる。

例えば、想定する断層変位の位置は、調査により施設直下の設置地盤の断層位置（弱面の位置）に設定することができる。このことは、断層変位により施設に発生するせん断応力等の伝搬が施設内において空間的に限定される可能性があるので、そのことを事故シナリオの中に考慮することが重要となる。同様の機能を有する SSC が分散配置されていれば、共通要因故障の回避を考慮することができる。さらに、現在、より一層の信頼性向上のために航空機落下やテロなどへの対処が検討されており、想定を超える断層変位の評価においては、このような大規模損壊に対する対応策も考慮することができる（図 4）。

以上、断層変位に対しても多段階リスクマネジメントのスキームで考えていくこと、すなわち、高頻度で被害が小さい事象に対する対象領域から、低頻度ではあるが被害が大きい対象領域まで、それぞれの領域に応じた考え方、例えば工学的に質の異なる対応策で考えていくことが重要である。

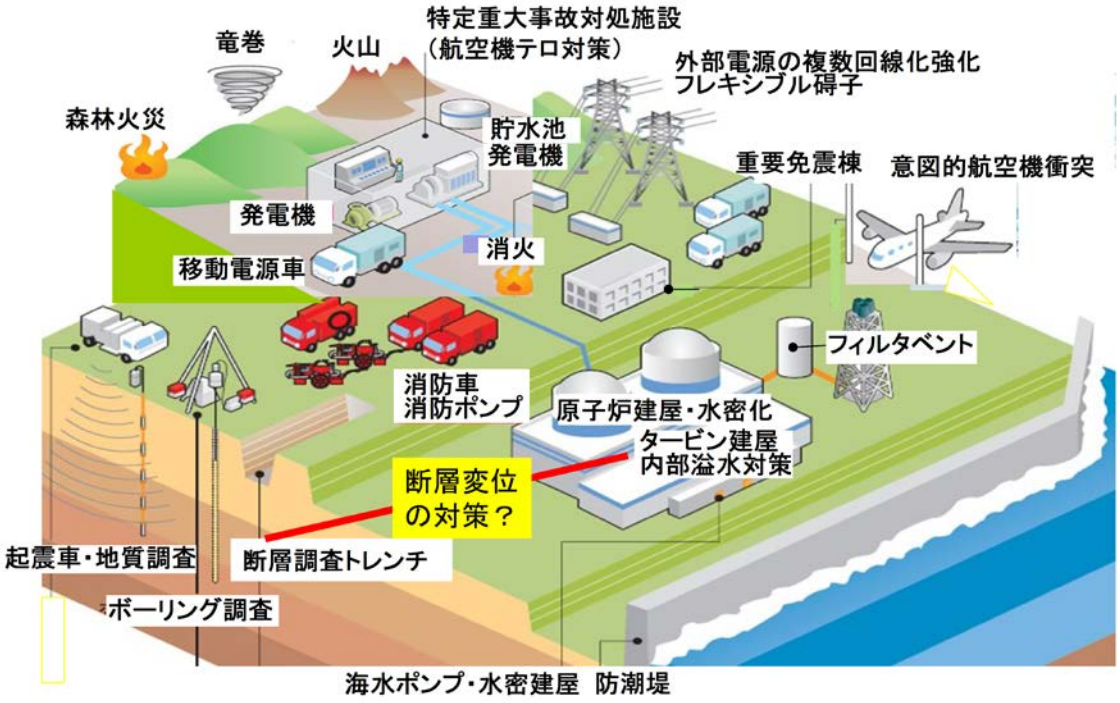


図 4　新規制基準への対応策の概要

なお、本調査専門委員会の検討に当たっては、日本原子力学会標準委員会から発刊されている「原子力安全の基本的考え方について 第Ⅰ編 原子力安全の目的と基本原則」 、「原子力安全の基本的考え方について第Ⅰ編 別冊 深層防護の考え方」、「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」などを踏まえている。

総合講演・報告 3「『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告」

（2）岩盤の力学挙動の数値解析モデルについて

(2) On numerical models for mechanical behavior of rock mass

京谷孝史
東北大学

1. 岩盤力学の始まり

岩盤力学の歴史は長くはない．第二次大戦後，ヨーロッパの復興のためにダムやトンネル，発電所などのインフラが盛んに作られるようになった．その頃は，ダムなど大型構造物は表層地盤を剥いで岩盤に構築すれば心配ない，岩盤は壊れないということが常識であった．ところが，1959 年にマルパッセダム(仏)，1963 年にバイオントダム(伊)において岩盤の破壊による大事故が続けて起きたことを契機に，岩盤力学体系化の機運が一気に高まった．そして，国際岩の力学連合会が組織され 1966 年にリスボンにおいて第一回目の岩の力学に関する国際会議が開催された．ちょうど 50 年前．それが岩盤力学の本格的な始まりである．

2. 岩盤の力学挙動に対する数値解析モデル

岩盤は種々の岩石から構成され，大小様々の不連続面で構造化された半無限体である．その力学挙動は構成岩石の材料特性と不連続面が定める構造的特性の二つの要因に支配される．したがって，岩盤の力学挙動を扱う力学モデルは，岩石材料の力学特性と不連続面による構造的特性を合理的に取り込んだものでなければならない．岩盤の力学モデルはこの難しい要請に応えなければならないのだが，それは有限要素法に代表される数値解析モデルの豊かな表現力に支えられて，種々の数値解析モデルとして実現することとなった．そうした岩盤に対する数値解析モデルは，不連続面の表現方法の違いから不連続体モデルと連続体モデルの二つのグループに大別される．

不連続体モデルは，数値解析モデル上で不連続面をそのまま陽に表現する．そして，不連続面による構造特性は数値計算の過程において自然に表現されることに期待する．裏を返せばモデルにおける不連続面の配置が解析結果を左右する．もしも，岩盤内部の不連続面が完全にわかっているならば不連続体モデルは岩盤の力学挙動を極めて高精度で予測するであろう，がそれは望めない．

一方，連続体モデルは，不連続面の力学的効果を構成則のレベルで表現して岩盤を連続体として扱う．そのため解くべき支配方程式が具体的に表されて力学問題としての見通しがよくなるという利点がある．しかし，不連続面の力学的効果を表現する完璧な力学論理は今のところ存在せず，この点において様々なアイデアが示されて百家争鳴状態となっている．

3. 課題と展望

計算機の処理能力の飛躍的向上と計算力学の目覚ましい発展により，適切なモデル化が出来ればどんなに複雑な現象についても高い信頼性で数値解析ができる環境が整いつつある．岩盤に対しても，その正確な構造体モデルを得ることができれば，力学が教えるところに従って合理的な範囲で複数のモデルを設定し，十分なケーススタディを通して「想定外の事象」を「想定内の事象」にしてしまう予測評価が可能となると思われる．課題は，岩盤力学理論モデルの高度化とそれに呼応した構造体モデルの精緻化であろう．

Takashi Kyoya

Tohoku University

総合講演・報告 1「『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告」

（3）理学と工学の間で協調的な対話を進め，断層変位ハザードに対応しよう

(3) Facilitation of cooperative discussion among scientists and engineers to cope with fault rapture hazards

谷 和夫[1]

[1]東京海洋大学

1. はじめに

いくつかの原子力施設のサイトでは，断層変位ハザードへの対応が「将来活動する可能性のある断層等」の有無に置き換わり，不毛な議論が続いている。この困難な状況を打開するためには何をなすべきか，以下に私見を述べる。

2. 問題の背景と原因

このような状況に至った背景の主なものに，①‘変位が生ずるおそれがない’ことの証明は極めて困難なこと，②工学の対応に不信感を抱く理学の専門家がいること，③設計条件である断層変位を決めることは不可能であること，④現状ではリスクを評価することは難しいこと，が挙げられる。①消極的事実の証明の困難性（悪魔の証明），②活断層の認定を巡る過去の経緯，③活断層学が学術として発展途上（未熟）であること，④リスク評価技術が実装レベルに達していない（未完成）なことがそれぞれの原因であろう。

3. 信頼関係の構築，連帯責任，総合的な評価のために‘協調的な対話’を

上記の 4 項目にどのように対処すべきであろうか。まず，①活動性を否定できなければ，変位することを前提にするより他はない。次に，②不信感を取り除き信頼関係を構築するためには，相互理解を進めるための対話が不可欠である。さらに，③④理学・工学の学術・技術の不充分さを補うために，相互の情報を共有した上で安全性を総合的に評価し，その協働作業に対して連帯して責任を負うとするのが良い。すなわち，「ハザード（断層変位）を理学の研究者が決めてもらえれば，後は，工学の技術者は安全な施設を設計する」という安全性評価の仕組みを，「リスクの大きさを厳密には決めることが難しいことを前提に，理学と工学の専門家が協調的な対話を通じて，施設の安全性を総合的に評価する」という新しい仕組みに転換することが肝要と考える。信頼関係の構築，連帯責任，総合的な評価を実現するためには，理学と工学の間で，巷に言われている理学・工学の連携や融合とは異なる‘協調的な対話’を行う仕組みを安全性照査のプロセスに取り込む必要がある。

4. ‘協調的な対話’の例

‘協調的な対話’の重要性が指摘された例には，基礎設計に係る包括的なコード「地盤コード 21」[1)] における地盤調査者と構造設計者の関係が挙げられる。その趣旨は，専門性の尊重，調査と設計の調和，調査者と設計者の位置付け・責任・役割分担の明確化，モラル・技術レベル（資格）の重視等である。

断層変位問題についても，活断層学やリスク工学の専門性の尊重，設計条件と安全性照査・リスク評価の調和，関与する専門家の位置付け・責任・役割分担の明確化等は同様に重要である。断層変位の設定から構造物の安全性照査やリスク評価は一連の作業であり，理学と工学の専門家が相互理解を促進し，協働して対処することが望ましい。両者が，‘協調的な対話’（協議）を通じて施設の安全性を総合的に評価し，その結果に対して連帯して責任を負うべきである。

参考文献 1：科研費（課題番号：10555163）「限界状態設計法による基礎構造物モデル設計コードの提案」2002-2003 年

*Kazuo Tani[1]

[1]Tokyo University of Marine Science and Technology

総合講演・報告 3「『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告」

（4）調査専門委員会の検討状況（中間報告）

(4) An Interim Report of the Investigation Committee

*百々 隆[1]，奈良林 直[2]

[1]原子力安全推進協会，調査専門委員会委員，[2]北海道大学，調査専門委員会主査

1. はじめに

「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会の中間報告として、講演(1)の内容に加えて、以下、総論的な内容を述べる。

なお、評価手法や適用の考え方などについては、講演当日までの検討成果を紹介する。

2. 断層変位について

2-1. 断層変位という自然現象の理解

本調査専門委員会で対象とするのは、施設の設置地盤に変位（ずれ）が生じる自然現象である。これを、ここでは“断層変位”と呼称する。

断層変位を生ずる代表的なものは、地震をもたらす震源断層によるずれが地表にも及んだ場合の変位（主断層）や、主断層の周辺に副次的に生じる変位（副断層）がある。そのほか、重力性の地すべりなど、地震とは関係のない成因によって生じる変位も知られている（講演(1)図 2 参照）。

以下、特に断りのない限り、ここでは地震に起因する断層変位を代表として論じる。

断層変位という現象を理解した上で、不確実さを考慮して、変位の想定、施設への影響評価のプロセスの中に考慮していくことが必要である。

断層変位という現象の特徴として、主に以下の点が挙げられる。

頻度：非常に低い…活動履歴の情報が少なく、定量的に扱い難い

場所：震源断層の直上や近傍で、狭い幅に限定…既存の岩盤中の弱面を活用

性状：局所的なせん断変形、ランダム性があり複雑

タイミング：地震時

断層の活動性や連続性を評価するために、自然に残された痕跡を対象に地形・地質の調査が行われるが、専門家の間でも評価が異なる場合があり、それぐらい難しい自然現象であるという認識に立つ必要が要る。

一方、断層変位は、自然に残された痕跡を有効に活用し得る対象であるということも言え、過去に生じた断層変位のデータを蓄積する努力がなされている。これまでの知見、経験を踏まえて、どのようなことが起こり得るかはある程度説明することができる。得られている知見は可能な限り活用する姿勢が重要である。

断層変位が認められる自然露頭において、それが主断層による変位なのか副断層による変位なのかの認定が困難な場合もあるが、施設への影響評価の観点からは、その他の成因も含めて、当該変位の成因の検討は重要である。すなわち、断層変位は様々な成因によって生じるので、成因によって、変位の発生する位置、変位量、繰り返し発生するか否か、変位が生じる速度（瞬時なのか否か）などが異なる。原子力安全の観点から施設への影響を検討する際には、単に変位の有無に着目するのではなく、その成因が重要な

*Takashi Dodo[1] and Tadashi Narabayashi[2]

[1]Japan Nuclear Safety Institute, Member of the Committee, [2]Hokkaido University, Chairman of the Committee

意味をもつ。

2-2. 対象となる断層変位量のイメージ

過去における断層変位の痕跡は、自然の地層、地盤中に残っている場合があり、その情報を最大限活用して、断層変位量のイメージを整理してみる。

主断層は1回のずれの量が大きく、過去に繰り返し動いた痕跡を地形・地質に残している。ただし、1回当たりの変位量が小さい場合は、地形・地質への痕跡が残り難い場合があり得る。

これまでの地形・地質分野の知見からは、日本の主断層の1回当たりの変位量は、～数十 cm～数 m～10m程度と言える。主断層（活断層）の活動間隔は、短いもので数百年、平均的には数千年、長いもので数万年である。

なお、実際の現場では、主断層なのか副断層なのかの区別が難しい場合があるが、副断層の変位量は、当該副断層の起因となる主断層の変位量以下と考えることが適当と言える。

原子力施設を建設する際には、事前に詳細な地形・地質調査が実施され、特に敷地内や重要施設等を設置する地盤（施設の支持基盤）における断層の存在、活動性等が精度の高い情報によって把握される。

主断層のように1回当たり数十 cm 以上の変位は、数千年～数万年前の変位の痕跡を、詳細な地形・地質調査により施設建設前に把握することが十分にできると考えられる。

一方、1回当たり数十 cm 以下の変位は、過去の浸食等の影響により地形・地質に痕跡が残らず、詳細な地形・地質調査によっても把握することが困難な場合があり得る。変位が最後に生じた時期（最新活動時期）が古いほど、堆積層中のその痕跡は残り難くなる。

これらの知見等を踏まえると、個々の原子力施設の事案において慎重な評価を行うことが必要であるが、既設炉の重要施設等の設置位置において考慮が必要となり得る断層変位は、1回当たりの変位量が数十 cm 以下で、数千年～十万年に1回出現したような頻度のものと整理できるのではないか。

3. 断層変位に対する既設炉の評価手順

図1は、現在検討中の断層変位に対する既設炉の評価手順である。

本講演では、施設に対する影響評価を中心に述べる

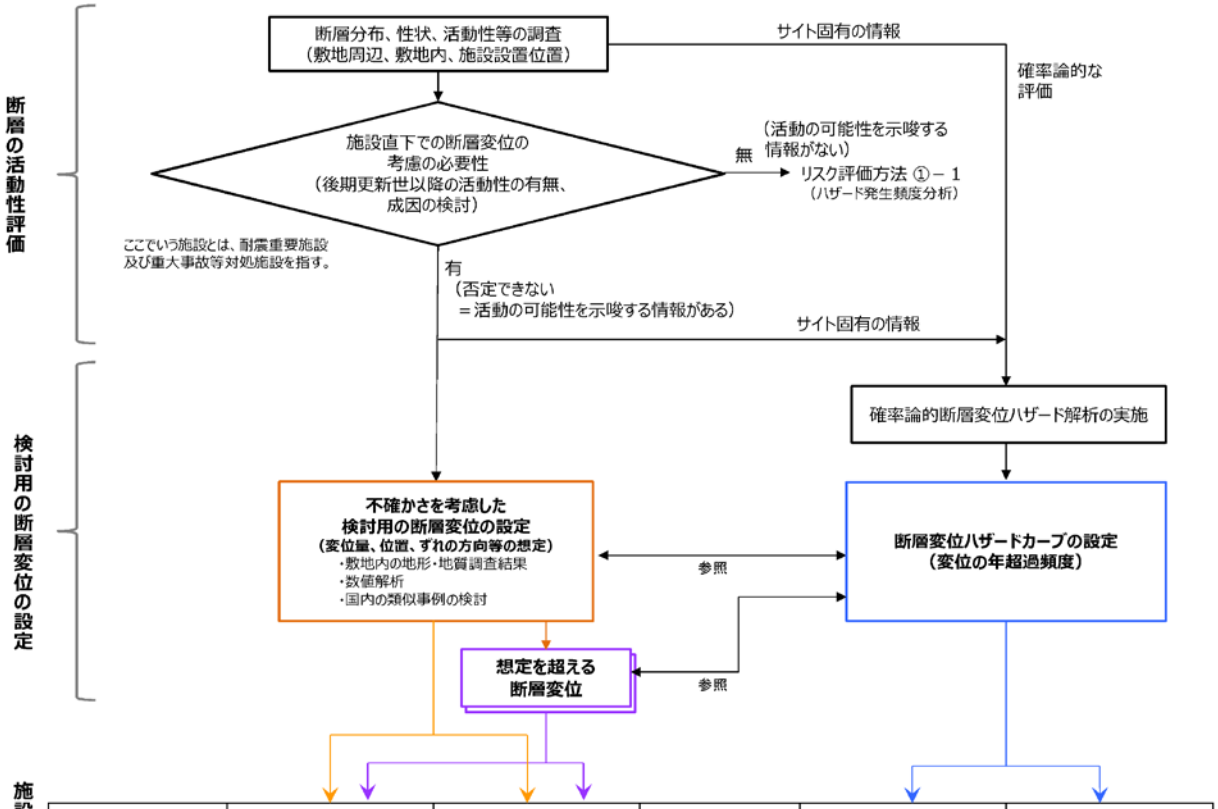
3-1. 本調査専門委員会での「リスク評価」について

原子力学会標準委員会において、「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準:2014」が制定されている。

この実施基準では、「全ての外部ハザードに対して確率論的リスク評価（PRA）等の詳細なリスク評価が必要ではなく、リスク評価方法としては、定性的な評価、ハザード分析（発生頻度又は影響）、裕度評価、決定論的な炉心損傷頻度（CDF）評価など、様々な方法が考えられます」としている。そして、定量的リスク評価方法として、①ハザード発生頻度分析若しくは影響度分析によるリスク判断、②裕度評価、③決定論的な CDF 評価（以下、ここでは「条件付き CDF 評価」と呼称する。）、④PRA 等の詳細なリスク評価の四つの方法を挙げている。

本調査専門委員会としては、この実施基準の考え方、四つの定量的リスク評価方法を踏襲し、断層変位に対する施設影響評価の評価フローの中に位置づけて検討を進めている。

四つの方法により評価されるリスクのイメージを図2に示す。



評価方法	①－２ 影響度分析	② 裕度評価		③ 条件付の CDF評価	④ PRA等の 詳細なリスク評価
評価への入力情報	変位量等	変位量等		ハザードカーブ	ハザードカーブ
建屋、構造物、機器の評価	実施	実施		実施 （フラジリティカーブは使わない）	実施 （フラジリティカーブを使う）
事故シナリオ・事故シーケンス評価	－	実施		実施	実施
アクシデントマネジメントの検討	－	可能		可能	可能
得られるリスク情報	終局耐力に対して余裕がある 等	設備の耐力維持・機能維持、炉心損傷までには余裕がある 等		CDF等 （保守的）	CDF

図１　既設炉の評価手順（検討中）

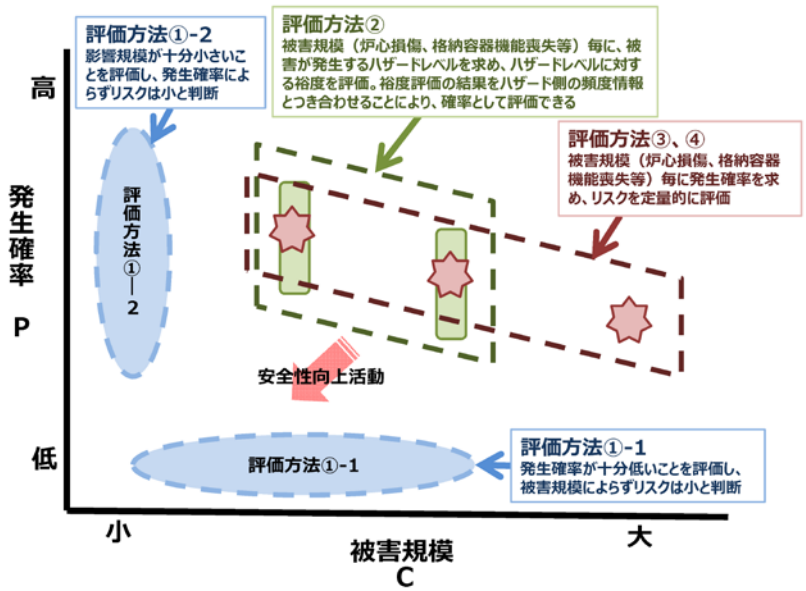


図２　四つの方法により評価されるリスクのイメージ

3-2. 評価方法の適用性

断層変位の影響に対して四つの評価方法を適用する際には、それぞれの評価方法の限界や成熟度に応じて適用することが重要であり、また、活用できる技術情報が限定される場合は、評価が安全側となるような工学的な条件を付して、施設に対する影響の評価結果を得ていくことになる。

・手法①-2「影響度分析」は、検討用の断層変位のずれ量が小さい場合において、例えば確立された構造強度の評価体系の中で、施設設置時における耐震設計の裕度などの範囲内で評価することができる。

・手法②「裕度評価」は、検討用の断層変位のずれ量が大きい場合において、また、断層変位の影響が空間的に限定され SSC の分散配置の効果を把握する場合において、一部の施設が機能喪失に至っている状態も含めて評価する場合に有効な手法である。

機能喪失状態を十分に模擬できない場合や評価のための技術情報が不足する場合は、評価が安全側となるような工学的な条件を付し、プラントシステム全体の状態を事故シーケンスとして評価することにより、例えば炉心損傷までの余裕などのリスク情報を得ることができる。

この手法では、事故に備えて用意している可搬型設備などの活用によるアクシデントマネジメントも含めて評価することができる。

手法②は、いわば欧州のストレステストに類似した手法であり、断層変位のような外部事象に対するプラントの脆弱性を把握し、必要に応じて改善策を検討するのに有効である。想定を超える断層変位に対する評価にも適している。

・手法③「条件付の CDF 評価」と手法④「PRA 等の詳細なリスク評価」は、確率論的な手法（PRA）であり、炉心損傷頻度（CDF）などの確率論的なリスク指標を評価できる手法である。

断層変位に対する PRA は、断層変位に対する施設のフラジリティ評価等に係るデータ拡充の段階にあるが、手法③では、安全側の条件を付して事故シーケンスを整理することにより、感度解析としてのリスク情報を得ていく場合に有効で、例えば他の内部事象や外部事象による炉心損傷頻度と比較することにより、リスクの程度を把握することができる。

断層変位に関する PRA の適用の考え方と課題については、原子力学会標準「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2015」にとりまとめられている。

4. 評価方法の適用イメージ

講演では、上記の手法②「裕度評価」を適用した場合の検討状況を紹介する。

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：Computational Science and Engineering Division

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sat. Mar 26, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B Lecture Rooms B B101

[TN01] Current Status and Practical Examples of Code V&V

Chair: Naoto Kasahara (Univ. of Tokyo)

[TN0101] (1)Current Status of Code V&V in Reactor Physics

＊Masahiro Tatsumi[1] (1.NEL)

[TN0102] (2)Code V&V and Scaling in Thermal-Hydraulics

＊Hideo Nakamura[1] (1.JAEA)

[TN0103] (3)Current Status of Code V&V in Various Research Area

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

計算科学技術部会セッション

解析コード V&V の現状と実施例

Current Status and Practical Examples of Code V&V

*巽 雅洋[1]，*中村 秀夫[2]，*越塚 誠一[3]

[1]原子力エンジ，[2]原子力機構，[3]東大

近年、数値解析モデルの進歩と計算機性能の飛躍的向上により、様々な工学分野において数値シミュレーションの果たすべき役割が増大し、それに伴ってシミュレーション結果の信頼性を確保することが重要な課題となっている。計算科学技術部会では、設立当初から計算結果の精度に関する検討を行う活動を継続しており、特に 2010 年からは「シミュレーションの信頼性ワーキンググループ」を設置し、モデリング&シミュレーションの V&V（検証と妥当性確認）に関する新しい標準に関する検討を進めてきた。それを受け、2012 年には日本原子力学会標準委員会基盤・応用技術専門部会の下に「シミュレーションの信頼性分科会」を設置して、核、熱流動および構造分野でのシミュレーション信頼性確保に関する検討を行い、「シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン」を策定した（現在，発行に向けた審査中)。ただし、原子力工学を構成する各分野により解析コードの開発・整備状況が大きく異なるため、現状のガイドラインは各分野を包含する一般的な考え方の提示に留まっており、具体的な V&V 手段の標準例については明示されていない。

本セッションは、炉物理分野、熱流動分野、および異分野（土木・建築分野）における解析コード V&V の現状および実施例を紹介し、実際の V&V 手順やその有効性に関する議論を行うことにより、各分野の V&V の具体的実施手順（ガイドライン）に関して大まかな方向性を示し、具体化の参考情報としていただくことを企図している。

1. 炉物理分野における解析コード V&V の現状

炉物理解析の目的は、個々の核種の微視的な反応確率のデータを用いて中性子のバランス方程式を解き、様々な核種が混在するシステムの巨視的な挙動を予測することである。核反応断面積や中性子束などの物理量から構成される中性子輸送方程式は、上記目的を達成する概念モデルとして定式化される。決定論的手法と確率論的手法（統計的手法）に大別される数学的モデル化を経て具現化された解析コード用いて、同方程式を数値的に解くことで上記目的を果たしている。解析コードの V&V の現状は数学的モデル化の方法により大きく異なるため、以下では確率論的手法と決定論的手法に分けて述べる。

確率論的手法として様々な分野で応用されているモンテカルロ法では、位相空間（空間、エネルギー、時間）の離散化をする必要が無いため、計算体系を正確に記述できるという利点がある。したがって、物理事象を正確にモデル化しておけば、近似を伴わない正確な物理量を求めることができる[1]。数学的モデル化の誤差として、評価済み核データ表現形式の制限に起因する誤差、物理モデルをモンテカルロコードに実装する際の近似によるバイアス、幾何形状モデリングから生じる不確かさ、統計的な取り扱いに起因する不確かさ（いわゆる統計誤差）などが存在する。しかしながら、その大きさは非常に小さい。これが、連続エネルギーモンテカルロ法に基づく評価結果が、しばしば決定論的手法の検証における参照解として用いられる所以である。モンテカルロ法に基づく計算コード自体の V&V においては、それぞれのモデル毎に検証や妥当性確認を行うことは難しく、解析コード全体として実施されているのが現状である。臨界性評価や炉物理試験に関する妥当性確認のためのデータベースが ICSBEP[2]や IRPhEP[3]としてまとめられて

おり、計算コードや評価済み核データライブラリの妥当性確認に活用されている。

決定論的手法の V&V の一例として、以下では軽水炉向けの炉心解析コードにおける実施例を述べる。現在主流の炉心解析コードは、定数計算コードと炉心計算コードから構成される 2 ステップ法に基づいている。前者においては、集合体程度の体系を対象として、中性子の空間及びエネルギー分布を詳細に解き、炉心計算で用いるための少数群断面積を準備する。燃料温度や減速材温度など、各パラメータを変化させた複数の条件に関して予め断面積を予め計算しておき、少数群の定数ライブラリとして炉心計算コードに供している。炉心計算コードでは、炉心内の中性子の空間分布を求め、最終的に着目する物理量の評価を行う。定数計算コードの検証については、解析解との比較やベンチマーク問題の解析を通じて、計算モデルやソルバーが適切に動作していることを確認している。また、妥当性確認については、積分実験や PIE 結果との比較により実施している。なお、妥当性確認において連続エネルギーモンテカルロ法による参照解も補助的に使用している。一方、炉心計算コードの検証は、ベンチマーク問題の解析や定数計算コードとの整合性確認を通じて実施している。また、妥当性確認は、各種実験の測定結果や実機データとの比較により実施している。

参考文献

[1] 長家, “粒子輸送モンテカルロ計算の基礎原理とそこに潜む不確かさ”, 第 44 回炉物理夏期セミナーテキスト, (2012)

[2] International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project, https://www.oecd-nea.org/science/wpncs/icsbep/

[3] International Reactor Physics Experiment Evaluation (IRPhE) Project, https://www.oecd-nea.org/science/wprs/irphe/

2. 熱流動分野における解析コード V&V と Scaling

熱流動分野における解析コードの V&V（検証と妥当性確認）と現象の Scaling（内挿、外挿、縮小モデルでの現象の相互作用など）は、軽水炉の開発当初から問われてきた古典的課題の 1 つであるが、Scaling については、土木、建築、航空、化学工学など多くの工学分野に共通であり、原子力に限った課題ではない。軽水炉で対象となる現象は、巨大かつ高温高圧など特殊環境の実機設備に生じる現象である。その様子を知るための試験は、実機と同一の条件で行われる実証試験も有るが、ごく一部であり、大部分はサイズや流体物性の片方ないし両方について縮小モデルを利用する。このため、様々な現象が組み合わさり相互作用を伴って時系列に変化する事故時のレスポンスをはじめ、実機に生じる伝熱流動現象の実像を完全に把握することは困難であり、縮小実験を基に開発されるモデルや解析コードを用いて実機の性能予測を行うことになるが、その予測結果を実機の現象と錯覚する笑えない事態も生じうる。

軽水炉の設計の妥当性確認を行う安全評価では、解析コードを用いた安全解析の結果において「炉心の最高燃料表面温度が 1200℃を超えない」などの判断指標を十分な余裕を持って合格することが求められる。この評価を行う安全解析では不確かさの評価が問われるため、解析コードの性能（妥当性）確認に関して V&V は不可欠のプロセスとなる。

この様な事情を背景に、特に V&V については、その方法や影響について多くの議論や対応がなされている。計算科学技術部会が春の年会での企画セッション（2010、2013、2014、2015）[1]や学会誌の解説シリーズ[2,3]にて議論を行うほか、海外では ASME や AIAA、ANS などが標準やガイドを出している。([2]第 1 回、[3]第 3 回） 最近では原子力学会の標準委員会が「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン」をまとめたところである。これらの議論では、いずれも、解析コード（計算手法）を用いた実機での

現象予測の妥当性や信頼性、特に不確かさの定量的な把握など、方法論に焦点を当てた議論がされているが、現象予測に際する内挿や外挿に係る Scaling については、実施の妥当性を系統的に述べているものは主に、システム解析コードを対象にしており、件数も少ない。また、CFD、特に 3 次元 2 相流の数値解析手法については、途についたところ、の印象が強い。このためここでは、Scaling の意味や影響について、解析コードの妥当性検討、不確かさ評価に際する考え方や今後の現象模擬解析など、熱流動分野における到達点や理解を共有すると共に、今後の課題に関する議論を行う。なお、OECD/NEA は現在、Scaling の最新情報（State-of-Art）レポートの策定を進めており（3 月現在、未公開）、その一部を議論の参考に用いる。

参考文献

[1] 計算科学技術部会ホームページ：http://csed.sakura.ne.jp/archives/category/4_session

[2] シミュレーションの V&V の現状と課題、日本原子力学会誌（解説シリーズ）：第 1 回：笠原文雄 Vol.56 (No.11) (2014) 49、第 2 回：村松健 Vol.57 (No.1) (2015) 36、第 3 回：中村均 Vol.57 (No.2) (2015) 33

[3] モデリング・シミュレーションの高度化、日本原子力学会誌（解説シリーズ）：第 1 回：松本昌昭 Vol.56 (No.1) (2014) 37、第 2 回：岡本孝司 Vol.56 (No.2) (2014) 45、第 3 回：笠原文雄 ibid. 50

3. 原子力分野以外における解析コード V&V の現状

解析の品質については、わが国においては白鳥正樹先生が 2003 年に日本機械学会計算力学講演会のオーガナイズドセッション「解析モデルと計算の品質」において今日に至る問題提起をしている[1]。そこで強調されているのは、工学シミュレーションを実際に設計-生産に利用する場合に、それが可能となるようなツールを整備するとともに「解析した結果の品質が保証されていること」が重要であるということである。また、HPC(High Performance Computing)と HQC(High Quality Computing)を両輪とする研究のバランスを説いている。その後、欧米での V&V に関する規格化の動きに触発され、2009 年に日本計算工学会に「シミュレーションの品質・信頼性にかかわる調査・研究」研究分科会が発足した[2]。この研究分科会は白鳥先生が主査に就任し、HQC(High Quality Computing)研究分科会と略称されることになった。メンバーには、大学、研究所、電力、電機、重工業、プラント、自動車、鉄鋼、建設、ソフトベンダーといった工学シミュレーションに関係する幅広い分野から集まった。

HQC 研究分科会では工学シミュレーションにおける V&V に関する調査、情報交換、計算工学講演会でのセッションの企画、講習会の開催、標準の策定などの活動が行われている。これまでに 3 種類の品質マネジメントにおける V&V(品質 V&V)の学会標準が策定された[3-5]。これらは、品質マネジメントに関する一般的な国際規格である ISO9001 に沿って、工学シミュレーションの業務を行う場合の要求事項をまとめたものである。HQC001 は、ISO9001 に対する工学シミュレーション特有の追加要求事項をまとめた文書であり、2011 年に初版が出版された。2014 年版ではこれに「シミュレーション業務の委託プロセス」および「シミュレーション業務への ISO9001 導入の手順」などの記述が追加されている。HQC002 は、HQC001 に従った具体的な解析業務の手順をまとめた文書であり、2011 年に初版が出版され、2015 年に改訂版が発刊されている。HQC003 事例集には、フランジ継手の熱過渡・弾塑性応力解析、原子炉建屋の固有振動解析、自動車開発における定型構造解析、自動車開発におけるシミュレーションの品質マネジメントの 4 例が収められている。原子力産業の品質マネジメントにおいては日本電気協会の規格 JEAC4111[6]が一般的に用いられており、これも ISO9001 に基づいている。今後は、JAEC4111 に工学シミュレーションの品質 V&V をどのように取り入れていくかが課題であろう。

土木学会では 2014 年に応用力学委員会の中に「土木分野の数値解析における V&V に関する小委員会」

が発足した。主査は地盤工学を専門とする徳島大学の渦岡良介教授である。2014 年の土木学会全国大会において研究討論会「数値解析における V&V（検証と妥当性確認）をご存知ですか？」が企画され、多くの聴衆を集めた。2015 年の全国大会においても研究討論会「V&V のススメ：土木分野における数値解析の課題」が企画されている。

日本機械学会では計算力学技術者資格認定事業を 2003 年より実施しており、2016 年の時点で、3 分野（固体力学、熱流体力学、振動）、4 段階（初級、二級、一級、上級）の体系となっており、既に延べ約 5,000 人が認定されている。2014 年からは NAFEMS との国際相互認証制度が始まり、日本機械学会の国際上級アナリストを取得すると英国の非営利組織である NAFEMS の PSE(Professional Simulation Engineer)を称することができる。これは品質 V&V においては力量管理に位置づけられ、HQC001 の中に本事業が引用されている。一方、資格認定事業においてもそのテキストの中に V&V の内容が加えられている。

参考文献

[1] 白鳥正樹, "今，なぜ解析の品質か" 日本機械学会第 16 回計算力学講演会講演論文集, 2003.11.22-24, 神戸, p.731-732

[2] 白鳥正樹, 越塚誠一, 吉田有一郎, 中村均, 堀田亮年, 高野直樹, "工学シミュレーションの品質保証と V&V" 丸善出版 (2013)

[3] 日本計算工学会, "工学シミュレーションの品質マネジメント" JSCES S-HQC001:2014 (2014)

[4] 日本計算工学会, "工学シミュレーションの標準手順" JSCES S-HQC002:2015 (2015)

[5] 日本計算工学会, "学会標準(HQC001&002)事例集" JSCES S-HQC003:2015 (2015)

[6] 日本電気協会, "原子力安全のためのマネジメントシステム規定" JEAC4111-2013 (2013)

*Masahiro Tatsumi[1], *Hideo Nakamura[2] and *Seiichi Koshizuka[3]

[1]NEL, [2]JAEA, [3]Univ. of Tokyo

計算科学技術部会セッション

解析コード V&V の現状と実施例

Current Status and Practical Examples of Code V&V

*巽 雅洋[1]，*中村 秀夫[2]，*越塚 誠一[3]

[1]原子力エンジ，[2]原子力機構，[3]東大

近年、数値解析モデルの進歩と計算機性能の飛躍的向上により、様々な工学分野において数値シミュレーションの果たすべき役割が増大し、それに伴ってシミュレーション結果の信頼性を確保することが重要な課題となっている。計算科学技術部会では、設立当初から計算結果の精度に関する検討を行う活動を継続しており、特に 2010 年からは「シミュレーションの信頼性ワーキンググループ」を設置し、モデリング&シミュレーションの V&V（検証と妥当性確認）に関する新しい標準に関する検討を進めてきた。それを受け、2012 年には日本原子力学会標準委員会基盤・応用技術専門部会の下に「シミュレーションの信頼性分科会」を設置して、核、熱流動および構造分野でのシミュレーション信頼性確保に関する検討を行い、「シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン」を策定した（現在，発行に向けた審査中)。ただし、原子力工学を構成する各分野により解析コードの開発・整備状況が大きく異なるため、現状のガイドラインは各分野を包含する一般的な考え方の提示に留まっており、具体的な V&V 手段の標準例については明示されていない。

本セッションは、炉物理分野、熱流動分野、および異分野（土木・建築分野）における解析コード V&V の現状および実施例を紹介し、実際の V&V 手順やその有効性に関する議論を行うことにより、各分野の V&V の具体的実施手順（ガイドライン）に関して大まかな方向性を示し、具体化の参考情報としていただくことを企図している。

1. 炉物理分野における解析コード V&V の現状

炉物理解析の目的は、個々の核種の微視的な反応確率のデータを用いて中性子のバランス方程式を解き、様々な核種が混在するシステムの巨視的な挙動を予測することである。核反応断面積や中性子束などの物理量から構成される中性子輸送方程式は、上記目的を達成する概念モデルとして定式化される。決定論的手法と確率論的手法（統計的手法）に大別される数学的モデル化を経て具現化された解析コード用いて、同方程式を数値的に解くことで上記目的を果たしている。解析コードの V&V の現状は数学的モデル化の方法により大きく異なるため、以下では確率論的手法と決定論的手法に分けて述べる。

確率論的手法として様々な分野で応用されているモンテカルロ法では、位相空間（空間、エネルギー、時間）の離散化をする必要が無いため、計算体系を正確に記述できるという利点がある。したがって、物理事象を正確にモデル化しておけば、近似を伴わない正確な物理量を求めることができる[1]。数学的モデル化の誤差として、評価済み核データ表現形式の制限に起因する誤差、物理モデルをモンテカルロコードに実装する際の近似によるバイアス、幾何形状モデリングから生じる不確かさ、統計的な取り扱いに起因する不確かさ（いわゆる統計誤差）などが存在する。しかしながら、その大きさは非常に小さい。これが、連続エネルギーモンテカルロ法に基づく評価結果が、しばしば決定論的手法の検証における参照解として用いられる所以である。モンテカルロ法に基づく計算コード自体の V&V においては、それぞれのモデル毎に検証や妥当性確認を行うことは難しく、解析コード全体として実施されているのが現状である。臨界性評価や炉物理試験に関する妥当性確認のためのデータベースが ICSBEP[2]や IRPhEP[3]としてまとめられて

おり、計算コードや評価済み核データライブラリの妥当性確認に活用されている。

決定論的手法の V&V の一例として、以下では軽水炉向けの炉心解析コードにおける実施例を述べる。現在主流の炉心解析コードは、定数計算コードと炉心計算コードから構成される 2 ステップ法に基づいている。前者においては、集合体程度の体系を対象として、中性子の空間及びエネルギー分布を詳細に解き、炉心計算で用いるための少数群断面積を準備する。燃料温度や減速材温度など、各パラメータを変化させた複数の条件に関して予め断面積を予め計算しておき、少数群の定数ライブラリとして炉心計算コードに供している。炉心計算コードでは、炉心内の中性子の空間分布を求め、最終的に着目する物理量の評価を行う。定数計算コードの検証については、解析解との比較やベンチマーク問題の解析を通じて、計算モデルやソルバーが適切に動作していることを確認している。また、妥当性確認については、積分実験や PIE 結果との比較により実施している。なお、妥当性確認において連続エネルギーモンテカルロ法による参照解も補助的に使用している。一方、炉心計算コードの検証は、ベンチマーク問題の解析や定数計算コードとの整合性確認を通じて実施している。また、妥当性確認は、各種実験の測定結果や実機データとの比較により実施している。

参考文献

[1] 長家, “粒子輸送モンテカルロ計算の基礎原理とそこに潜む不確かさ”, 第 44 回炉物理夏期セミナーテキスト, (2012)

[2] International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project, https://www.oecd-nea.org/science/wpncs/icsbep/

[3] International Reactor Physics Experiment Evaluation (IRPhE) Project, https://www.oecd-nea.org/science/wprs/irphe/

2. 熱流動分野における解析コード V&V と Scaling

熱流動分野における解析コードの V&V（検証と妥当性確認）と現象の Scaling（内挿、外挿、縮小モデルでの現象の相互作用など）は、軽水炉の開発当初から問われてきた古典的課題の 1 つであるが、Scaling については、土木、建築、航空、化学工学など多くの工学分野に共通であり、原子力に限った課題ではない。軽水炉で対象となる現象は、巨大かつ高温高圧など特殊環境の実機設備に生じる現象である。その様子を知るための試験は、実機と同一の条件で行われる実証試験も有るが、ごく一部であり、大部分はサイズや流体物性の片方ないし両方について縮小モデルを利用する。このため、様々な現象が組み合わさり相互作用を伴って時系列に変化する事故時のレスポンスをはじめ、実機に生じる伝熱流動現象の実像を完全に把握することは困難であり、縮小実験を基に開発されるモデルや解析コードを用いて実機の性能予測を行うことになるが、その予測結果を実機の現象と錯覚する笑えない事態も生じうる。

軽水炉の設計の妥当性確認を行う安全評価では、解析コードを用いた安全解析の結果において「炉心の最高燃料表面温度が 1200℃を超えない」などの判断指標を十分な余裕を持って合格することが求められる。この評価を行う安全解析では不確かさの評価が問われるため、解析コードの性能（妥当性）確認に関して V&V は不可欠のプロセスとなる。

この様な事情を背景に、特に V&V については、その方法や影響について多くの議論や対応がなされている。計算科学技術部会が春の年会での企画セッション（2010、2013、2014、2015）[1]や学会誌の解説シリーズ[2,3]にて議論を行うほか、海外では ASME や AIAA、ANS などが標準やガイドを出している。([2]第 1 回、[3]第 3 回） 最近では原子力学会の標準委員会が「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン」をまとめたところである。これらの議論では、いずれも、解析コード（計算手法）を用いた実機での

現象予測の妥当性や信頼性、特に不確かさの定量的な把握など、方法論に焦点を当てた議論がされているが、現象予測に際する内挿や外挿に係る Scaling については、実施の妥当性を系統的に述べているものは主に、システム解析コードを対象にしており、件数も少ない。また、CFD、特に 3 次元 2 相流の数値解析手法については、途についたところ、の印象が強い。このためここでは、Scaling の意味や影響について、解析コードの妥当性検討、不確かさ評価に際する考え方や今後の現象模擬解析など、熱流動分野における到達点や理解を共有すると共に、今後の課題に関する議論を行う。なお、OECD/NEA は現在、Scaling の最新情報（State-of-Art）レポートの策定を進めており（3 月現在、未公開）、その一部を議論の参考に用いる。

参考文献

[1] 計算科学技術部会ホームページ：http://csed.sakura.ne.jp/archives/category/4_session

[2] シミュレーションの V&V の現状と課題、日本原子力学会誌（解説シリーズ）：第 1 回：笠原文雄 Vol.56 (No.11) (2014) 49、第 2 回：村松健 Vol.57 (No.1) (2015) 36、第 3 回：中村均 Vol.57 (No.2) (2015) 33

[3] モデリング・シミュレーションの高度化、日本原子力学会誌（解説シリーズ）：第 1 回：松本昌昭 Vol.56 (No.1) (2014) 37、第 2 回：岡本孝司 Vol.56 (No.2) (2014) 45、第 3 回：笠原文雄 ibid. 50

3. 原子力分野以外における解析コード V&V の現状

解析の品質については、わが国においては白鳥正樹先生が 2003 年に日本機械学会計算力学講演会のオーガナイズドセッション「解析モデルと計算の品質」において今日に至る問題提起をしている[1]。そこで強調されているのは、工学シミュレーションを実際に設計-生産に利用する場合に、それが可能となるようなツールを整備するとともに「解析した結果の品質が保証されていること」が重要であるということである。また、HPC(High Performance Computing)と HQC(High Quality Computing)を両輪とする研究のバランスを説いている。その後、欧米での V&V に関する規格化の動きに触発され、2009 年に日本計算工学会に「シミュレーションの品質・信頼性にかかわる調査・研究」研究分科会が発足した[2]。この研究分科会は白鳥先生が主査に就任し、HQC(High Quality Computing)研究分科会と略称されることになった。メンバーには、大学、研究所、電力、電機、重工業、プラント、自動車、鉄鋼、建設、ソフトベンダーといった工学シミュレーションに関係する幅広い分野から集まった。

HQC 研究分科会では工学シミュレーションにおける V&V に関する調査、情報交換、計算工学講演会でのセッションの企画、講習会の開催、標準の策定などの活動が行われている。これまでに 3 種類の品質マネジメントにおける V&V(品質 V&V)の学会標準が策定された[3-5]。これらは、品質マネジメントに関する一般的な国際規格である ISO9001 に沿って、工学シミュレーションの業務を行う場合の要求事項をまとめたものである。HQC001 は、ISO9001 に対する工学シミュレーション特有の追加要求事項をまとめた文書であり、2011 年に初版が出版された。2014 年版ではこれに「シミュレーション業務の委託プロセス」および「シミュレーション業務への ISO9001 導入の手順」などの記述が追加されている。HQC002 は、HQC001 に従った具体的な解析業務の手順をまとめた文書であり、2011 年に初版が出版され、2015 年に改訂版が発刊されている。HQC003 事例集には、フランジ継手の熱過渡・弾塑性応力解析、原子炉建屋の固有振動解析、自動車開発における定型構造解析、自動車開発におけるシミュレーションの品質マネジメントの 4 例が収められている。原子力産業の品質マネジメントにおいては日本電気協会の規格 JEAC4111[6]が一般的に用いられており、これも ISO9001 に基づいている。今後は、JAEC4111 に工学シミュレーションの品質 V&V をどのように取り入れていくかが課題であろう。

土木学会では 2014 年に応用力学委員会の中に「土木分野の数値解析における V&V に関する小委員会」

が発足した。主査は地盤工学を専門とする徳島大学の渦岡良介教授である。2014 年の土木学会全国大会において研究討論会「数値解析における V&V（検証と妥当性確認）をご存知ですか？」が企画され、多くの聴衆を集めた。2015 年の全国大会においても研究討論会「V&V のススメ：土木分野における数値解析の課題」が企画されている。

日本機械学会では計算力学技術者資格認定事業を 2003 年より実施しており、2016 年の時点で、3 分野（固体力学、熱流体力学、振動）、4 段階（初級、二級、一級、上級）の体系となっており、既に延べ約 5,000 人が認定されている。2014 年からは NAFEMS との国際相互認証制度が始まり、日本機械学会の国際上級アナリストを取得すると英国の非営利組織である NAFEMS の PSE(Professional Simulation Engineer)を称することができる。これは品質 V&V においては力量管理に位置づけられ、HQC001 の中に本事業が引用されている。一方、資格認定事業においてもそのテキストの中に V&V の内容が加えられている。

参考文献

[1] 白鳥正樹, "今，なぜ解析の品質か" 日本機械学会第 16 回計算力学講演会講演論文集, 2003.11.22-24, 神戸, p.731-732

[2] 白鳥正樹, 越塚誠一, 吉田有一郎, 中村均, 堀田亮年, 高野直樹, "工学シミュレーションの品質保証と V&V" 丸善出版 (2013)

[3] 日本計算工学会, "工学シミュレーションの品質マネジメント" JSCES S-HQC001:2014 (2014)

[4] 日本計算工学会, "工学シミュレーションの標準手順" JSCES S-HQC002:2015 (2015)

[5] 日本計算工学会, "学会標準(HQC001&002)事例集" JSCES S-HQC003:2015 (2015)

[6] 日本電気協会, "原子力安全のためのマネジメントシステム規定" JEAC4111-2013 (2013)

*Masahiro Tatsumi[1], *Hideo Nakamura[2] and *Seiichi Koshizuka[3]

[1]NEL, [2]JAEA, [3]Univ. of Tokyo

計算科学技術部会セッション

解析コード V&V の現状と実施例

Current Status and Practical Examples of Code V&V

*巽 雅洋[1]，*中村 秀夫[2]，*越塚 誠一[3]

[1]原子力エンジ，[2]原子力機構，[3]東大

近年、数値解析モデルの進歩と計算機性能の飛躍的向上により、様々な工学分野において数値シミュレーションの果たすべき役割が増大し、それに伴ってシミュレーション結果の信頼性を確保することが重要な課題となっている。計算科学技術部会では、設立当初から計算結果の精度に関する検討を行う活動を継続しており、特に 2010 年からは「シミュレーションの信頼性ワーキンググループ」を設置し、モデリング&シミュレーションの V&V（検証と妥当性確認）に関する新しい標準に関する検討を進めてきた。それを受け、2012 年には日本原子力学会標準委員会基盤・応用技術専門部会の下に「シミュレーションの信頼性分科会」を設置して、核、熱流動および構造分野でのシミュレーション信頼性確保に関する検討を行い、「シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン」を策定した（現在，発行に向けた審査中)。ただし、原子力工学を構成する各分野により解析コードの開発・整備状況が大きく異なるため、現状のガイドラインは各分野を包含する一般的な考え方の提示に留まっており、具体的な V&V 手段の標準例については明示されていない。

本セッションは、炉物理分野、熱流動分野、および異分野（土木・建築分野）における解析コード V&V の現状および実施例を紹介し、実際の V&V 手順やその有効性に関する議論を行うことにより、各分野の V&V の具体的実施手順（ガイドライン）に関して大まかな方向性を示し、具体化の参考情報としていただくことを企図している。

1. 炉物理分野における解析コード V&V の現状

炉物理解析の目的は、個々の核種の微視的な反応確率のデータを用いて中性子のバランス方程式を解き、様々な核種が混在するシステムの巨視的な挙動を予測することである。核反応断面積や中性子束などの物理量から構成される中性子輸送方程式は、上記目的を達成する概念モデルとして定式化される。決定論的手法と確率論的手法（統計的手法）に大別される数学的モデル化を経て具現化された解析コード用いて、同方程式を数値的に解くことで上記目的を果たしている。解析コードの V&V の現状は数学的モデル化の方法により大きく異なるため、以下では確率論的手法と決定論的手法に分けて述べる。

確率論的手法として様々な分野で応用されているモンテカルロ法では、位相空間（空間、エネルギー、時間）の離散化をする必要が無いため、計算体系を正確に記述できるという利点がある。したがって、物理事象を正確にモデル化しておけば、近似を伴わない正確な物理量を求めることができる[1]。数学的モデル化の誤差として、評価済み核データ表現形式の制限に起因する誤差、物理モデルをモンテカルロコードに実装する際の近似によるバイアス、幾何形状モデリングから生じる不確かさ、統計的な取り扱いに起因する不確かさ（いわゆる統計誤差）などが存在する。しかしながら、その大きさは非常に小さい。これが、連続エネルギーモンテカルロ法に基づく評価結果が、しばしば決定論的手法の検証における参照解として用いられる所以である。モンテカルロ法に基づく計算コード自体の V&V においては、それぞれのモデル毎に検証や妥当性確認を行うことは難しく、解析コード全体として実施されているのが現状である。臨界性評価や炉物理試験に関する妥当性確認のためのデータベースが ICSBEP[2]や IRPhEP[3]としてまとめられて

おり、計算コードや評価済み核データライブラリの妥当性確認に活用されている。

決定論的手法の V&V の一例として、以下では軽水炉向けの炉心解析コードにおける実施例を述べる。現在主流の炉心解析コードは、定数計算コードと炉心計算コードから構成される 2 ステップ法に基づいている。前者においては、集合体程度の体系を対象として、中性子の空間及びエネルギー分布を詳細に解き、炉心計算で用いるための少数群断面積を準備する。燃料温度や減速材温度など、各パラメータを変化させた複数の条件に関して予め断面積を予め計算しておき、少数群の定数ライブラリとして炉心計算コードに供している。炉心計算コードでは、炉心内の中性子の空間分布を求め、最終的に着目する物理量の評価を行う。定数計算コードの検証については、解析解との比較やベンチマーク問題の解析を通じて、計算モデルやソルバーが適切に動作していることを確認している。また、妥当性確認については、積分実験や PIE 結果との比較により実施している。なお、妥当性確認において連続エネルギーモンテカルロ法による参照解も補助的に使用している。一方、炉心計算コードの検証は、ベンチマーク問題の解析や定数計算コードとの整合性確認を通じて実施している。また、妥当性確認は、各種実験の測定結果や実機データとの比較により実施している。

参考文献

[1] 長家, “粒子輸送モンテカルロ計算の基礎原理とそこに潜む不確かさ”, 第 44 回炉物理夏期セミナーテキスト, (2012)

[2] International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project, https://www.oecd-nea.org/science/wpncs/icsbep/

[3] International Reactor Physics Experiment Evaluation (IRPhE) Project, https://www.oecd-nea.org/science/wprs/irphe/

2. 熱流動分野における解析コード V&V と Scaling

熱流動分野における解析コードの V&V（検証と妥当性確認）と現象の Scaling（内挿、外挿、縮小モデルでの現象の相互作用など）は、軽水炉の開発当初から問われてきた古典的課題の 1 つであるが、Scaling については、土木、建築、航空、化学工学など多くの工学分野に共通であり、原子力に限った課題ではない。軽水炉で対象となる現象は、巨大かつ高温高圧など特殊環境の実機設備に生じる現象である。その様子を知るための試験は、実機と同一の条件で行われる実証試験も有るが、ごく一部であり、大部分はサイズや流体物性の片方ないし両方について縮小モデルを利用する。このため、様々な現象が組み合わさり相互作用を伴って時系列に変化する事故時のレスポンスをはじめ、実機に生じる伝熱流動現象の実像を完全に把握することは困難であり、縮小実験を基に開発されるモデルや解析コードを用いて実機の性能予測を行うことになるが、その予測結果を実機の現象と錯覚する笑えない事態も生じうる。

軽水炉の設計の妥当性確認を行う安全評価では、解析コードを用いた安全解析の結果において「炉心の最高燃料表面温度が 1200℃を超えない」などの判断指標を十分な余裕を持って合格することが求められる。この評価を行う安全解析では不確かさの評価が問われるため、解析コードの性能（妥当性）確認に関して V&V は不可欠のプロセスとなる。

この様な事情を背景に、特に V&V については、その方法や影響について多くの議論や対応がなされている。計算科学技術部会が春の年会での企画セッション（2010、2013、2014、2015）[1]や学会誌の解説シリーズ[2,3]にて議論を行うほか、海外では ASME や AIAA、ANS などが標準やガイドを出している。([2]第 1 回、[3]第 3 回） 最近では原子力学会の標準委員会が「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン」をまとめたところである。これらの議論では、いずれも、解析コード（計算手法）を用いた実機での

現象予測の妥当性や信頼性、特に不確かさの定量的な把握など、方法論に焦点を当てた議論がされているが、現象予測に際する内挿や外挿に係る Scaling については、実施の妥当性を系統的に述べているものは主に、システム解析コードを対象にしており、件数も少ない。また、CFD、特に 3 次元 2 相流の数値解析手法については、途についたところ、の印象が強い。このためここでは、Scaling の意味や影響について、解析コードの妥当性検討、不確かさ評価に際する考え方や今後の現象模擬解析など、熱流動分野における到達点や理解を共有すると共に、今後の課題に関する議論を行う。なお、OECD/NEA は現在、Scaling の最新情報（State-of-Art）レポートの策定を進めており（3 月現在、未公開）、その一部を議論の参考に用いる。

参考文献

[1] 計算科学技術部会ホームページ：http://csed.sakura.ne.jp/archives/category/4_session

[2] シミュレーションの V&V の現状と課題、日本原子力学会誌（解説シリーズ）：第 1 回：笠原文雄 Vol.56 (No.11) (2014) 49、第 2 回：村松健 Vol.57 (No.1) (2015) 36、第 3 回：中村均 Vol.57 (No.2) (2015) 33

[3] モデリング・シミュレーションの高度化、日本原子力学会誌（解説シリーズ）：第 1 回：松本昌昭 Vol.56 (No.1) (2014) 37、第 2 回：岡本孝司 Vol.56 (No.2) (2014) 45、第 3 回：笠原文雄 ibid. 50

3. 原子力分野以外における解析コード V&V の現状

解析の品質については、わが国においては白鳥正樹先生が 2003 年に日本機械学会計算力学講演会のオーガナイズドセッション「解析モデルと計算の品質」において今日に至る問題提起をしている[1]。そこで強調されているのは、工学シミュレーションを実際に設計-生産に利用する場合に、それが可能となるようなツールを整備するとともに「解析した結果の品質が保証されていること」が重要であるということである。また、HPC(High Performance Computing)と HQC(High Quality Computing)を両輪とする研究のバランスを説いている。その後、欧米での V&V に関する規格化の動きに触発され、2009 年に日本計算工学会に「シミュレーションの品質・信頼性にかかわる調査・研究」研究分科会が発足した[2]。この研究分科会は白鳥先生が主査に就任し、HQC(High Quality Computing)研究分科会と略称されることになった。メンバーには、大学、研究所、電力、電機、重工業、プラント、自動車、鉄鋼、建設、ソフトベンダーといった工学シミュレーションに関係する幅広い分野から集まった。

HQC 研究分科会では工学シミュレーションにおける V&V に関する調査、情報交換、計算工学講演会でのセッションの企画、講習会の開催、標準の策定などの活動が行われている。これまでに 3 種類の品質マネジメントにおける V&V(品質 V&V)の学会標準が策定された[3-5]。これらは、品質マネジメントに関する一般的な国際規格である ISO9001 に沿って、工学シミュレーションの業務を行う場合の要求事項をまとめたものである。HQC001 は、ISO9001 に対する工学シミュレーション特有の追加要求事項をまとめた文書であり、2011 年に初版が出版された。2014 年版ではこれに「シミュレーション業務の委託プロセス」および「シミュレーション業務への ISO9001 導入の手順」などの記述が追加されている。HQC002 は、HQC001 に従った具体的な解析業務の手順をまとめた文書であり、2011 年に初版が出版され、2015 年に改訂版が発刊されている。HQC003 事例集には、フランジ継手の熱過渡・弾塑性応力解析、原子炉建屋の固有振動解析、自動車開発における定型構造解析、自動車開発におけるシミュレーションの品質マネジメントの 4 例が収められている。原子力産業の品質マネジメントにおいては日本電気協会の規格 JEAC4111[6]が一般的に用いられており、これも ISO9001 に基づいている。今後は、JAEC4111 に工学シミュレーションの品質 V&V をどのように取り入れていくかが課題であろう。

土木学会では 2014 年に応用力学委員会の中に「土木分野の数値解析における V&V に関する小委員会」

が発足した。主査は地盤工学を専門とする徳島大学の渦岡良介教授である。2014 年の土木学会全国大会において研究討論会「数値解析における V&V（検証と妥当性確認）をご存知ですか？」が企画され、多くの聴衆を集めた。2015 年の全国大会においても研究討論会「V&V のススメ：土木分野における数値解析の課題」が企画されている。

日本機械学会では計算力学技術者資格認定事業を 2003 年より実施しており、2016 年の時点で、3 分野（固体力学、熱流体力学、振動）、4 段階（初級、二級、一級、上級）の体系となっており、既に延べ約 5,000 人が認定されている。2014 年からは NAFEMS との国際相互認証制度が始まり、日本機械学会の国際上級アナリストを取得すると英国の非営利組織である NAFEMS の PSE(Professional Simulation Engineer)を称することができる。これは品質 V&V においては力量管理に位置づけられ、HQC001 の中に本事業が引用されている。一方、資格認定事業においてもそのテキストの中に V&V の内容が加えられている。

参考文献

[1] 白鳥正樹, "今，なぜ解析の品質か" 日本機械学会第 16 回計算力学講演会講演論文集, 2003.11.22-24, 神戸, p.731-732

[2] 白鳥正樹, 越塚誠一, 吉田有一郎, 中村均, 堀田亮年, 高野直樹, "工学シミュレーションの品質保証と V&V" 丸善出版 (2013)

[3] 日本計算工学会, "工学シミュレーションの品質マネジメント" JSCES S-HQC001:2014 (2014)

[4] 日本計算工学会, "工学シミュレーションの標準手順" JSCES S-HQC002:2015 (2015)

[5] 日本計算工学会, "学会標準(HQC001&002)事例集" JSCES S-HQC003:2015 (2015)

[6] 日本電気協会, "原子力安全のためのマネジメントシステム規定" JEAC4111-2013 (2013)

*Masahiro Tatsumi[1], *Hideo Nakamura[2] and *Seiichi Koshizuka[3]

[1]NEL, [2]JAEA, [3]Univ. of Tokyo

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：Fusion Engneering Division

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sat. Mar 26, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J Lecture Rooms C C102

[TN03] Development strategy of advanced type liquid breeder blanket in fusion DEMO reactor

Chair: Masatoshi Kondo (Tokyo Tech.)

[TN0301] (1)Development of advanced blanket systems in stratedy for DEMO

＊Teruya Tanaka[1] (1.NIFS)

[TN0302] (2)R&D on long-life liquid blanket in NIFS Fusion Engineering Research Project

＊Akio Sagara[1] (1.NIFS)

[TN0303] (3)Present status of R&D on ceramic materials as functional structure of the advanced blanket system

＊Takashi Nozawa[1] (1.JAEA)

[TN0304] (4)Discussions

核融合工学部会セッション「原型炉戦略における先進ブランケット開発と今後の展望」

(1) 原型炉戦略における先進ブランケットの位置付け

(1) Necessity of advanced blanket systems in develop strategy of DEMO

田中照也

核融合科学研究所

１．先進ブランケット概念

ブランケットは炉心プラズマに面して設置され、①熱エネルギーの取り出し、②三重水素(燃料)の自己増殖、③中性子・γ線の遮蔽を担う、厚みが 35-60cm 程度（設計による）の発電用の複合機器である。複数の構造材、トリチウム増殖材、中性子増倍材、冷却材の組み合わせがブランケット概念として提案、研究されてきているが、既存の加圧水型軽水炉の発電技術を利用できる水冷却方式のブランケット概念に対して、より高温での高効率発電が期待できる液体金属や溶融塩をトリチウム増殖材や冷却材に使用するブランケット概念が”先進ブランケット”とされている。材料の組み合わせによるが、^{6}Li の濃縮が不要（天然 Li の利用)、固体中性子増倍材が不要、簡単なブランケット構造、増殖/冷却材についてはトリチウム燃料回収、純化、成分調整を連続的に行うことが可能であり、照射損傷の影響が無い、といった高効率発電に適した特徴を持たせることが期待できる。液体金属の LiPb(リチウム鉛)、Li、溶融塩の FLiBe（フリーベ)、FLiNaBe（フリナーベ)等が主な先進ブランケット用増殖/冷却材候補であり、幅広い開発研究が進められている。

２．要素技術開発研究

先進ブランケット用増殖/冷却候補材となっている液体金属および溶融塩は、材料特性、強磁場下における流動・伝熱特性、水素輸送特性、材料との共存性、化学的安定性等が大きく異なるため、各々に特有の課題について、大学等を中心とした長年の材料・要素技術研究が進められてきた。日米科学技術協力事業 JUPITER-II(2001-2006)及び TITAN(2007-2012)においても､全日本的な体制での集中的な取り組みが行われている。現在、核融合科学研究所の熱・物質流動ループ装置 Oroshhi-2（FLiNaK、LiPb ツインループ装置）[1]等を用いた、循環系における先進ブランケット技術、及び機能の統合的な開発・実証研究を推進する段階に入っている。先進ブランケット実現のためには、今後、熱交換機、二次系を含めた発電システム全体の研究についても推進し、高効率・長寿命・安全性を確立する必要がある。

３．原型炉戦略における位置づけ

核融合科学研究所を中心に進められているヘリカル型磁場閉じ込め発電炉 FFHR の概念設計研究では、当初より溶融塩 FLiBe、FLiNaBe を増殖/冷却材とした先進ブランケットが第一候補とされており、また、液体金属増殖/冷却材を用いるブランケットの適用についても検討されている[2]。

一方、現在、日本原子力研究開発機構が中心となり、全日本体制で精力的に展開されているトカマク型磁場閉じ込め原型炉の開発研究においては、水冷却方式のブランケットによる発電実証を目指している。国際熱核融合実験炉 ITER にも、水冷却方式のテストブランケットモジュール（ITER-TBM）を設置することで、技術基盤を確立、検証する計画となっている。このトカマク型原型炉の開発戦略では、水冷却ブランケットによる発電実証の後の段階で､先進ブランケット方式のテストブランケットモジュール(原型炉 TBM)を設置し、技術検証と経済性の見通しを得ることが必要であるとの提案がなされている。[3]

大阪大学を中心に進められている慣性閉じ込め核融合炉の研究においても、実験炉の第 III フェーズにおいて LiPb 先進ブランケットの適用が検討されている[4]。

[1] A. Sagara et al., Fusion Sci. Technol. **68** (2015) 303.
[2] NIFS 核融合工学研究プロジェクト FFHR 設計グループ, NIFS-MEMO-64 (2013).
[3] “核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム（略称 合同コアチーム）報告”, NIFS-MEMO-72 (2015). http://www.naka.jaea.go.jp/kankoubutu/goudoukoa.html.
[4] 神前康次 他、J. Plasma Fusion Res. **83**(2007)19.

Teruya Tanaka

National Institute for Fusion Science.

核融合工学部会セッション「原型炉戦略における先進ブランケット開発と今後の展望」

(2) NIFS 核融合工学プロジェクトにおける長寿命液体ブランケット開発研究

(2)R&D on long-life liquid blanket in NIFS Fusion Engineering Research Project

相良明男

核融合科学研究所

1. 概要

ヘリカル核融合炉 FFHR-d1 の概念設計では、溶融塩 FLiBe の自己冷却式 T 増殖ブランケットを主候補としている。理由は、１）T溶解度が低いので（金属 Li より８桁以上低い）T回収が容易で低インベントリーが可能、２）化学反応性が低いので大気に漏出しても安全、３）蒸気圧が低いので高温でも常圧システムが可能、４）電気伝導度が低いので強磁場仕様の核融合炉に適合、５）熱伝導率が低くて高粘性（０℃の水程度）の高プラントル(Pr)数流体であるが、密度と比熱は水と同等であり、放射線発熱は主に体積発熱であるため自己冷却システムも有望、６）他のT増殖材に較べて放射線遮蔽性能が高い、等の優れた特長を有するからである。最近、我々は１次系に融点 305℃の FLiNaBe、2 次系に超臨界 S-CO_2 利用の発電システムの検討を進めている[1]（図１）。他方、1960 年代米国の溶融塩原子炉 MSRE での 21,788 時間の運転実績はあるものの、①T増殖回収の容易さと表裏をなすT透過漏洩の抑制、②核融合炉では放射化する Ni 合金は使えず、③中性子照射下での核反応遊離フッ素 F 或いは FT による材料腐食の抑制、④特に第 1 壁を自己冷却する場合の片面伝熱促進、の４点が核融合炉特有な課題である。NIFS では国内外の大学等との共同研究によって、既にこれら４点全てについて、良好な見通しを得ていると共に、実機能実証実験準備を整えつつある。但し、③については HF 利用の代替実験であるため、本格的な中性子照射環境実験が必須である。

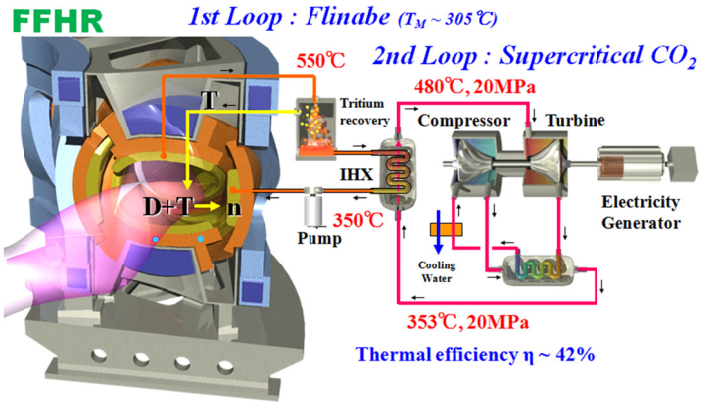


図１　FFHR ブランケット発電システム[1]

2. ４つの課題への見通し

①と②について：FFHR では長寿命を設計指針とし、大半径の利点として、中性子壁負荷を 1995 年から一貫して 1.5MW/m^2 に設定している。最近、筆者は、V 合金構造材を目標に、Ti 等の水素吸蔵微粒子混合による実効的水素溶解度の向上とマイクロ波による金属微粒子選択加熱による水素放出システムを提案し[2]（図２）、良

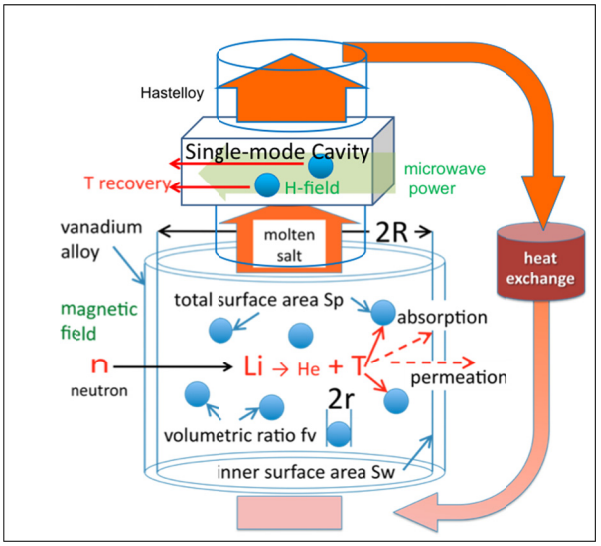


図２　金属粒子混合による実効的水素溶解度の向上とマイクロ波選択加熱による水素放出システム[2]

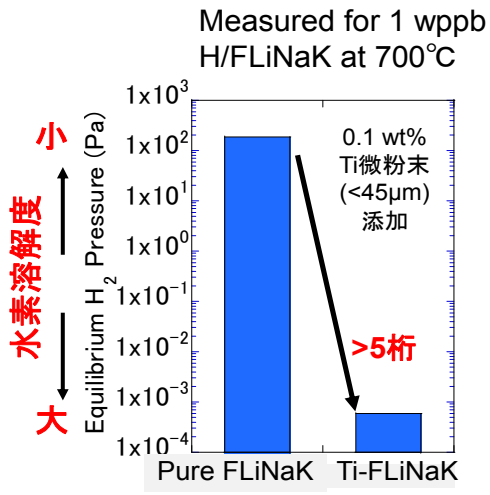


図３　水素吸蔵微粒子混合による実効的水素溶解度の向上[3]

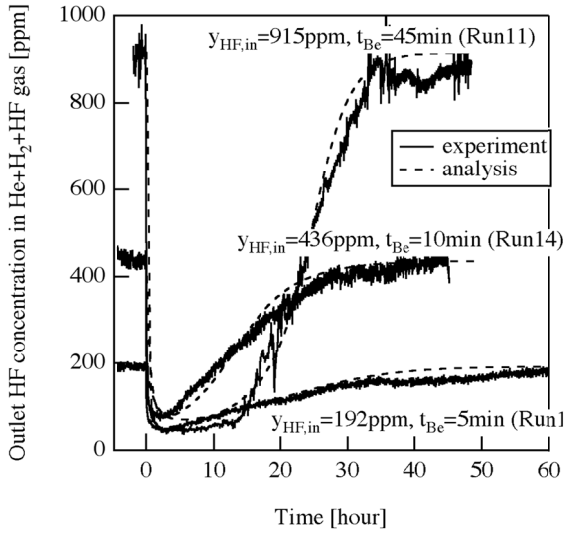


図５　Be 浸漬時間に依存した HF の還元

好な実験結果を得ている[3]（図３及び図４）。

③について：中性子増倍材の Be は TF の還元（Be+2TF-->BeF_2+T_2）にも働くことが日米事業 JUPITER-II で実証された（図５）。**④について：**熱負荷最大 1MW/m^2 の第１壁除熱については、TNT（Tohoku-NIFS-Thermofluid）ループでの代替塩（HTS）を用いたペブル管による伝熱促進実験によって見通しが得られている[4]（図６）。

3.　熱・物質流動ループ Oroshhi-2 の始動

2012 年度補正により、熱・物質流動ループ装置（Oroshhi-2）を立ち上げ（図７）[1]、FLiNaK および LiPb 流動直交３テスラ超伝導磁場での

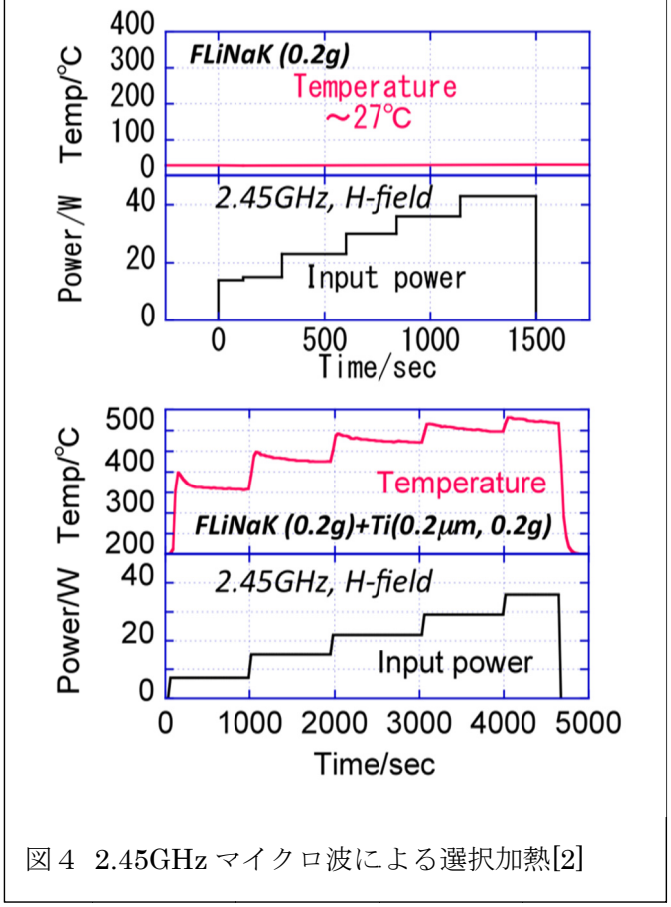


図４　2.45GHz マイクロ波による選択加熱[2]

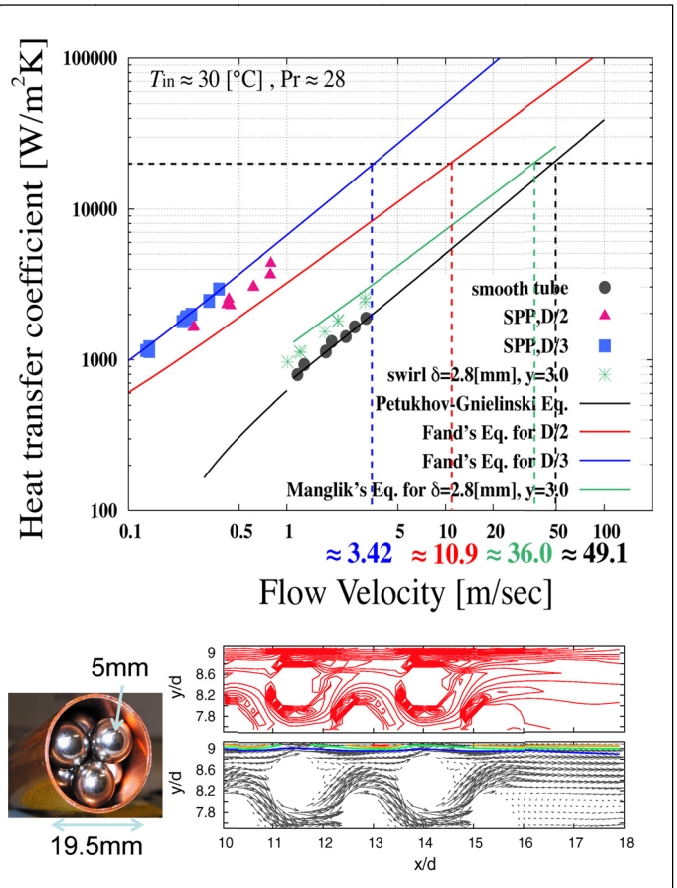
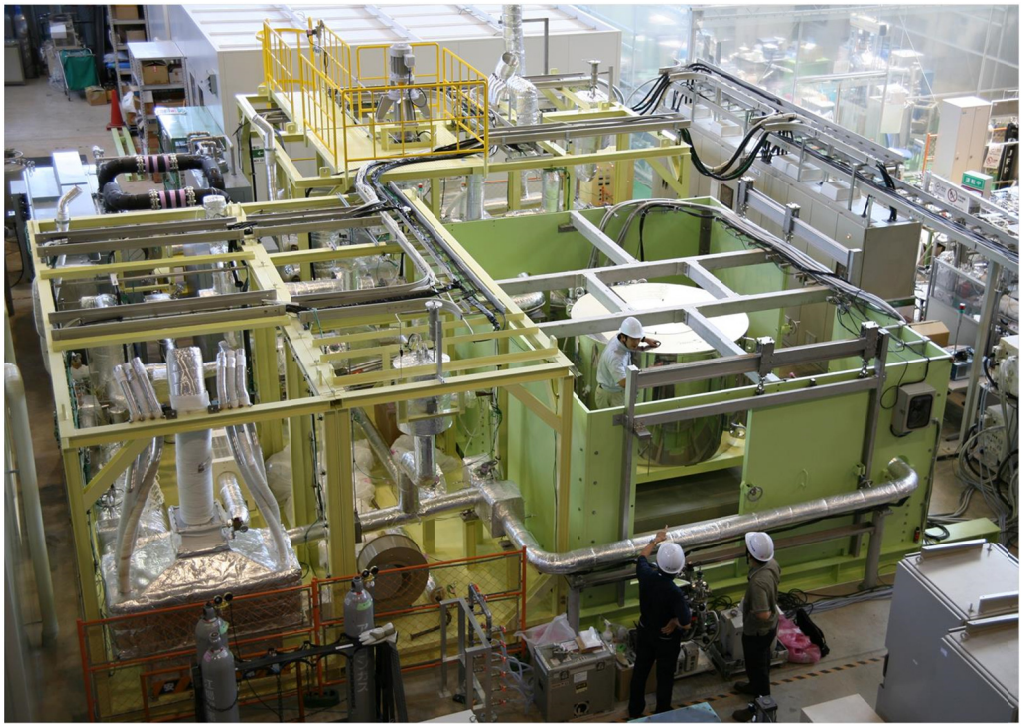


図６　ペブル管による HTS 伝熱促進[4]



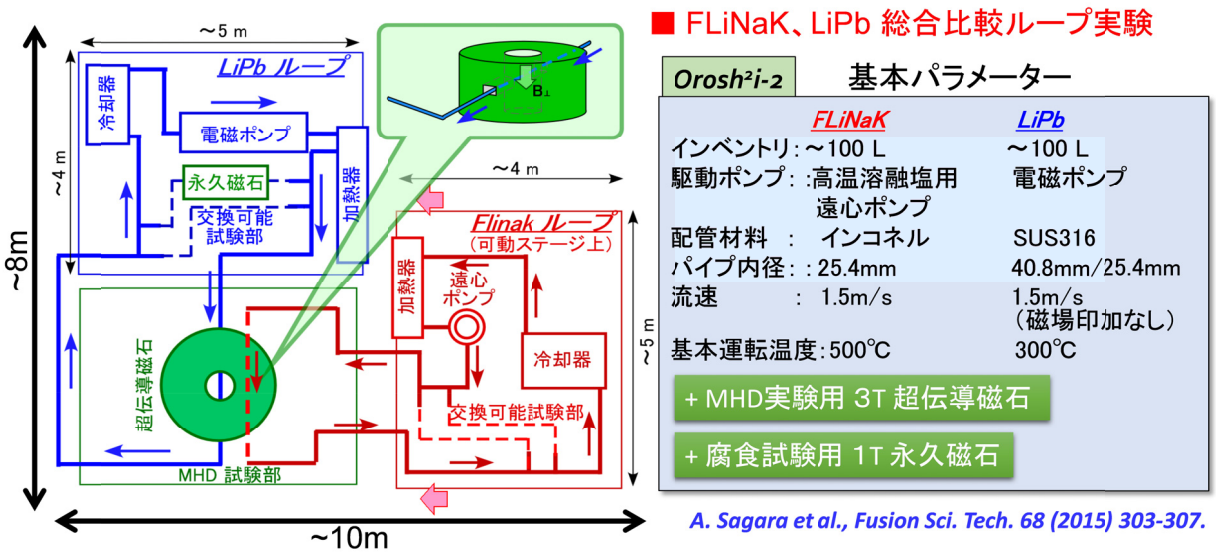


図 7　Oroshhi-2 の全景と装置スペック[1]

最高 600℃での強制流動実験を中心として、異分野融合も視野に入れた革新的エネルギー循環工学の中核として国内・国外との共同研究を開始している[5]。

[1] A. Sagara et al., Fusion Science and Technology **68** (2015) 303.

[2] A. Sagara et al., Fusion Engineering and Design **89** (2014) 2114.

[3] J. Yagi et al., Fusion Engineering and Design **98-99** (2015) 1907.

[4] H. Hashizume et al., Fusion Science and Technology **56** (2009) 892.

[5] 相良明男、他, 小特集「液体だけど水じゃない」プラズマ・核融合学会誌, 92 巻 2 号(2016) 110-142.

Akio Sagara

National Institute for Fusion Science.

核融合工学部会セッション「原型炉戦略における先進ブランケット開発と今後の展望」

(3) 先進ブランケット用セラミック機能構造材料の検討状況

(3) Present status of R&D on ceramic materials as functional structure of the advanced blanket system

野澤 貴史
原子力機構

1. 背景と目的

シリコンカーバイド（SiC）材料は優れたエンジニアセラミックスとして幅広く産業利用されているが、中性子照射を受ける過酷な環境での優れた耐性、SiC が元来有する低誘導放射能や低崩壊熱などの利得もあいまって、有力な核融合炉内機器材料として開発が進む。

SiC/SiC 複合材料の開発当初は大学を中心に進められた研究活動も、核融合原型炉の研究開発の一環として、幅広いアプローチ（BA）活動に係る国際核融合エネルギー研究センター（IFERC）事業が 2007 年 7 月に立ち上がり、現在では JAEA が主体となり、青森県六ヶ所村を拠点に全日本的な体制で研究開発を展開している。本活動では、特に液体リチウム鉛を増殖材とした先進ブランケット環境下において、十分なブランケット機能を得るための構造材料の一つとして SiC 材料を位置付け（以後、「機能構造材料」と呼ぶ)、具体的には、SiC 材料の照射下電気特性評価、ヘリウム/水素透過挙動理解、液体金属との共存性評価などの機能評価を中心にデータ蓄積を進めると同時に、これらの機能を担保するための構造安定性の評価、複合材料の規格・基準の基盤となる考え方の整理等を進めている。10 年間に及ぶ活動もいよいよ最終局面に突入し、平成 29 年度初頭の最終報告に向けて材料特性ハンドブック・データベースの整備に着手したところである。

一方、日本の主案である固体増殖ブランケット開発では、原型炉設計活動の中で、プラズマ立ち上げ時の局所的な熱負荷や、ディスラプション時の逃走電子による炉内機器の損傷懸念等の課題が明確となっている。最近では、高熱負荷・高中性子負荷への対策としてのリミター候補材として SiC 材料の利用検討も開始したところである。

さらに、中性子照射試験は核融合炉材料の重要課題であり、日米協力を通じてデータ蓄積と挙動理解が着実に進められている。本年度、一つのマイルストーンとして 100dpa までの照射後試験が完了している。

本講演では、先進ブランケット機能構造材料として着実に開発が進む SiC 材料について、研究開発の現状と課題について概説する。

2. 研究開発の現状と課題

2-1. SiC 材料の照射下電気特性

液体増殖ブランケットにおいて、流路インサート材として SiC 材料を使用する際、SiC の電気絶縁性能の確保は MHD 圧損において重要である。特に照射下における挙動理解が重要であり、BA 活動では様々な照射場（ガンマ線、14MeV 中性子源等）を利用して評価を進めてきた。これまでに、SiC の表面状態の変化に起因すると考えられる照射誘起伝導度（RIC）と照射誘起絶縁劣化（RIED）を確認し、特に前者は明瞭な線量依存性を確認している。ただし、実環境下である高温では熱的効果が支配的となり、照射影響は無視できるほど小さいことが示唆されている。弾き出し損傷効果の詳細な評価が引き続き課題として挙げられ、イオン加速器による試験を継続している。

2-2. SiC 材料の重水素透過特性

トリチウム透過性能はトリチウムの閉じ込め、回収のため、ブランケットに必要な機能となる。化学気相蒸着法で作製した高純度 SiC の重水素透過係数は、600℃では SUS316 より約 3 桁小さく、800℃では約 2 桁小さいことが明らかになっている。また、950℃においても、SUS316 の約 1/40（SUS316 の 550℃における透過係数とほぼ同じ）であり、優れた特性が実証されつつある。異なる製法の SiC 及び SiC/SiC 複合材料の測定を継続中であり、最終的には照射効果を含めた挙動理解を進めることが課題である。

2-3. SiC 材料と液体リチウム鉛金属の共存性

増殖材である液体リチウム鉛と SiC 材料の共存性の確保は、先進液体ブランケットの成立性を左右する重要な課題である。これまでに、回転腐食試験装置を用いて、高純度 SiC と焼結助剤を含む SiC/SiC 複合材料の評価を進めてきた。その結果、高純度 SiC については、静止場では腐食が一切進行せず、流れ場においてのみ反応層の生成が生じる点、生成した反応層はある時間を越えると終息する点を明らかにした。一方、焼結助剤を含む場合は、焼結助剤の優先的な反応による反応層の生成を確認した。いずれの場合も、リチウム鉛中に存在するリチウム化合物との反応が主要メカニズムであることを明らかにした。本結果からリチウム鉛の純度管理の重要性が改めて指摘され、関連して、高純度リチウム鉛の合成技術の開発を大学と共同で開始した。

2-4. SiC/SiC 複合材料の破損挙動

ブランケットに求められる機能の多くは、SiC/SiC 複合材料の損傷によって損なわれる懸念があり、そのため、複合材料の構造安定性の確保は機能を担保するうえで極めて重要な視点である。特に、複合材料はその多様な織物構造から異方性を示すため、その理解は第一に重要である。これまで、室温から 1000℃までの多軸負荷条件での強度異方性マップの特定、寿命評価における影響評価を中心にデータ蓄積を進めてきた。引張-引張モードにおいて厳しい評価を与える、試験モードによっては比例限度以下において損傷蓄積が開始しうる、ただし表面損傷が仮にあっても破壊が加速されることはない（ノッチ鈍感性）等の知見を獲得し、複合材料の設計上の取り扱いに関する理解を深めてきた。実環境下では温度勾配に起因する残留ひずみの取り扱いが特に重要であり、データ蓄積を継続すると同時に、特性を予測する解析手法の開発・高度化を進めていく計画にあり、特に照射効果を考慮した検討に着手している。

2-5. SiC/SiC 複合材料の重照射効果

リミターでの応用では、SiC/SiC 複合材料は最も厳しい熱及び中性子負荷に曝される。日米協力における HFIR 利用において、SiC/SiC 複合材料の 100dpa までの照射効果を初めて明らかにした。具体的には、600℃以下の照射では、10dpa を超えるあたりから高結晶性・化学量論組成 SiC 繊維の照射劣化に起因する強度低下が認められ、さらに 70dpa を超える重照射領域では繊維/マトリックス界面の劣化が指摘された。しかしながら、重照射領域で材料劣化は加速することはなかった点は特筆すべき新たな知見である。一方で、800℃を超える高温照射においては、一定の強度安定性が実証された。

3. 今後の展望

複合材料の物理的・化学的特性は原型炉設計の中心となる複合材料の機能を定める貴重なデータとなることから、基盤データベースとして整備していく。その際、核融合環境を考慮した条件での整理に加え、さらに、損傷とリンクした機能の整理は重要な視点であり、引き続き検討を進める計画である。

Takashi Nozawa[1]

[1]JAEA

Planning Lecture | Technical divison and Network Session | Fusion Engneering Division

[TN03] Development strategy of advanced type liquid breeder blanket in fusion DEMO reactor

Chair: Masatoshi Kondo (Tokyo Tech.)

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[TN0304](4)Discussions

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 1

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sat. Mar 26, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H Lecture Rooms B B204

[BC01] Improvement of the Level 3 PRA standard and its significance

Chair: Yoshiyuki Narumiya (Risk Technical Committee, KEPCO)

[BC0101] (1)The significance of the risk assessment for environmental impact

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

[BC0102] (2)Summary of Level 3 PRA standard's update

＊Toshimitus Homma[1] (1.JAEA)

[BC0103] (3)Dispersion and deposition of radioactive materials and evaluation of exposure

＊Katsunori Ogura[1] (1.CRIEPI)

[BC0104] (4)Comprephensive discussion

Yoshiyuki Narumiya[1] (1.KEPCO)

標準委員会セッション 1（リスク専門部会）

レベル 3PRA 標準の改定とその意義

Improvement of the Level 3 PRA standard and its significance

*山口彰[1]，*本間俊充[2]，*小倉克規[3]，成宮祥介[4]

[1]東京大学，[2]JAEA，[3]電力中央研究所，[4]関西電力

1. はじめに

標準委員会リスク専門部会では，確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment：PRA）の実施基準を策定している。原子力施設の PRA が対象とする領域は，対象施設やその運転状態，想定すべき事象の範囲，評価する指標の範囲等に応じて多岐に渡る。原子力発電所を対象とする場合には，一般的に，運転状態については，出力運転時と停止時を区別して PRA を分類し，想定すべき事象については，事故の発端となる事象の特性に応じて，発電システムの内部で起きるランダムな故障や人的過誤を対象とする内的事象の PRA と地震や火災等を対象とする外的事象の PRA に大別される。またこれを評価する指標の範囲については，炉心損傷事故の発生頻度までを評価するレベル 1PRA，これに加えて格納容器破損に至る事故の発生頻度及びその際の放射性物質の環境への放出の量やタイミング等(ソースターム)までの評価を行うレベル 2PRA，さらに，公衆や環境への影響の発生頻度と大きさまでを評価するレベル 3 PRA に分類される。

原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 3PRA 編）（以下，「レベル 3PRA 標準」という）は，原子力発電所の出力運転状態及び停止時を対象とし，内的事象及び外的事象のいずれの起因事象にも適用できるレベル 3PRA を実施する際の要件及びそれを満たすための具体的方法を規定しているものであるが，レベル 3PRA 標準：2008 が制定されて以来，5 年以上が経過したことから，改定することとした。その際，レベル 3PRA 標準：2008 以降に公開されている文献や文書，福島第一原子力発電所事故からの知見又は教訓に関連した国内外の動向についても調査し，レベル 3PRA 標準への反映事項について検討するなど，最新知見の取り込みを図るとともに，品質や透明性の確保が適切に行われるよう，要求事項の見直しを検討した。

本セッションでは，レベル 3PRA の意義，今回の改定の概要及びレベル 3PRA の評価概要について紹介する。

2. 環境影響に対するリスク評価の意義

福島第一事故をふまえ，レベル 3PRA の重要性が一段と増した。大規模な放射性物質の放出と敷地外への影響が現実のものとなったこと，原子力発電所周辺自治体が防災計画を求められていること，規制基準の策定と事業者の自主的安全向上への取組みによりシビアアクシデントの影響緩和のための重大事故対処設備や手順書が充実したことから，高い優先度をもってレベル 3PRA を実施すべきである。原子力発電所でのシビアアクシデントマネジメント能力向上を踏まえれば，発電所の管理者がシビアアクシデントの影響評価にまず取組む必要がある。福島第一事故の分析と規制に反映すべき教訓を抽出するために，また自治体の防災計画を実効的で効果的なものとするためには国もリスク評価研究を優先的に取組むべきである。

---

*Akira Yamaguchi [1], Toshimitus Homma [2], Katsunori Ogura [3], Yoshiyuki Narumiya [4]

[1]Univ.of Tokyo, [2]JAEA, [3]CRIEPI, [4]KEPCO

米国では，1995 年にソースターム研究[5]が行われ，最新の研究成果が規制に反映されている。また，2012 年には，最新の設計を反映し，シビアアクシデントに関する研究成果を集大成する研究プロジェクトとして SOARCA[6]の報告書が発行された。さらに現在は，多数基リスクや燃料プールのリスクを含めて最新の知見をふまえたレベル 3PRA プロジェクト[7]を実施中である。これらの研究は，原子力発電所の事故による影響から公衆を防護するため，深層防護の第 5 層に対応する緊急時計画・緊急対応や立地評価に反映するとともに規制のレベルを向上させることも目的としている。

わが国で同様の研究を活性化させることは喫緊かつ継続的に実施するべき課題である。リスク専門部会では，このような背景を踏まえ，レベル 3PRA の標準を定期的に改定するとともに，外的事象起因の PRA や停止時 PRA のためのレベル 3PRA 実施手順の記載を充実させる計画である。あわせて，国内外のレベル 3PRA に係る標準策定や研究活動を実施する組織・団体とも連携し，国際的にも整合する標準とする計画である。

3. レベル３ＰＲＡ標準の改定の概要

3.1 改定時の検討項目

今回の改定にあたっては，以下の四つの項目について検討し，規定又は附属書（参考）に反映した。

① 体裁の更新

最近の PRA 実施基準にならって構成および附属書･解説の内容を見直した。

② 参考文献の更新

引用あるいは，附属書又は解説に記載している参考文献の更新を検討した。

③ 新しい知見の反映検討

a) 福島第一原子力発電所事故からの知見あるいは教訓として，レベル 3PRA 標準に反映するようなものはあるかどうかを検討し，規定化は見送ったが，附属書（参考）に被ばく経路を追加した。また，福島第一原子力発電所事故の教訓を取り込み制定された原子力規制委員会の原子力災害対策指針に基づく，わが国の原子力災害対策の現状を反映した。

b) 海外の PRA 関連基準・規格については，公開文書ではないため反映していない。

- USNRC フルスコープレベル 3PRA 研究プロジェクト（2010 年から継続）
- ANS/ASME-58.25, "Standard for Radiological Accident Offsite Consequence Analysis (Level 3 PRA) to Support Nuclear Installation Applications"

c) レベル 3PRA 標準：2008 は内的事象及び外的事象のいずれの起因事象にも適用可能としていたが，外的事象の評価に際する要求事項が明記されていなかったため，今回の改定で，外的事象によるサイト周辺の被災状況の考慮について，防護対策による線量低減解析及びリスクの定量化における要求事項として明記した。

④ 適用範囲の拡張

レベル 3PRA 標準：2008 は，公衆の健康影響として放射線被ばくによる個人の急性死亡リスクとがん死亡リスクを対象としていたが，加えて経済影響評価も適用範囲に含めることとした。適用範囲拡張後のレベル 3PRA 実施手順を図 1 に示す。

---

[5] Accident Source Terms for Light Water Nuclear Power Plants, NUREG-1465 (1995)

[6] State-of-the Art Reactor Consequence Analysis (SOARCA) Report, NUREG-1935 (2012)

[7] Kevin Coyne, Full-Scope Site Level 3 PRA Project Status, 日米 PRA ラウンドテーブル資料（2014）

適用範囲拡張に係る狙いや経済影響評価に係る評価項目等については，3.3 項に記す。今回の改定においては，国内での経済影響評価事例が無いことから，経済影響評価に係る規定事項は必要最小限に留めており，評価手法については規定化しないこととしたが，附属書（参考）にユーザーが評価にあたり参考とできるよう評価手法を紹介している。

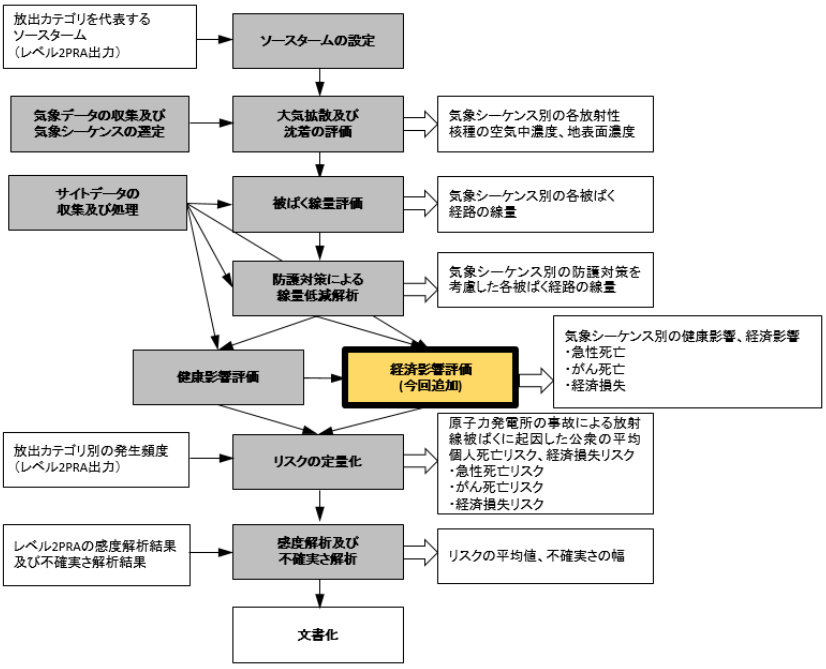


図 1 レベル 3PRA 実施手順

3.2 放射性物質の環境中移行と被ばく評価

レベル 3PRA では，レベル 2PRA で求めた事故シーケンスの発生頻度とソースターム（核種の放出タイミングと放出量等の放出源情報）と気象データ，サイトデータ（人口データ，農畜産データ，防護対策データ）を入力条件として，起こりうる気象条件とその確率を考慮し，放射性物質の環境中移行を計算した上で，考えられる被ばく経路からの線量評価をし，人の健康影響を評価する，又は経済影響を評価する。レベル 3PRA 標準の実施手順は図 1 に示したとおりであり，健康影響評価に係る評価のイメージは図 2 のとおりであり，評価の概要は以下のとおりである。

大気中に放出された放射性物質の移行を評価するにあたっては，大気拡散モデルを設定し，気象指針等を参考に気象データ、拡散パラメータ等を設定して，放射性物質の大気中濃度及び地表沈着濃度を算定する。レベル 3PRA 標準においては，大気拡散モデルとして，濃度分布を正規分布で仮定したガウス型モデルを用いてよいこととした。また，放射性物質の沈着の評価にあたっては，地表面への乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮する。

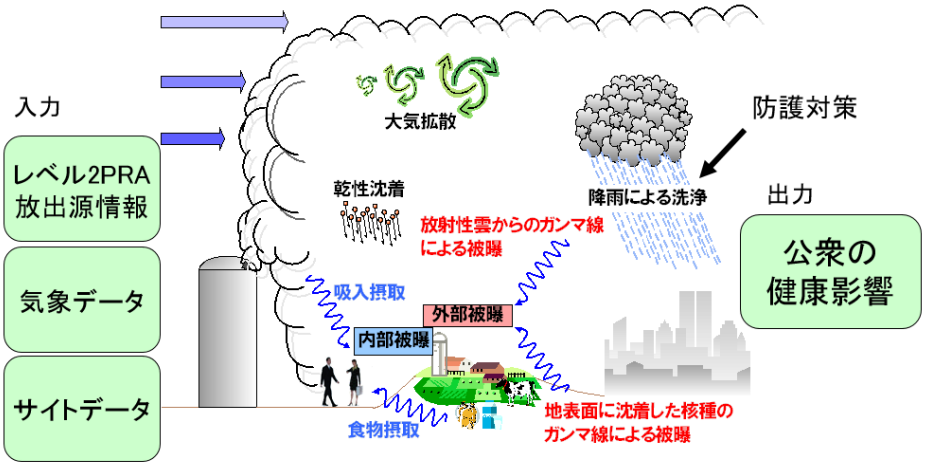


図 2 レベル 3PRA 評価概要

公衆の被ばくを評価するにあたっては，放射性雲からの外部被ばく（クラウドシャイン），地表面沈着物からの外部被ばく（グランドシャイン），吸入及び汚染農畜産物の経口摂取による内部被ばくなど

の被ばく経路を設定し，被ばく経路ごとの線量を求める。また，被ばく線量低減のために避難や安定ヨウ素剤の服用などの短期的な防護対策及び汚染された農畜産物の摂取制限や移転などの長期的な防護対策の効果を解析する。今回の改定においては，原子力規制委員会の原子力災害対策指針に基づく我が国の原子力災害対策の現状を反映している。

これら被ばく線量評価と防護対策の解析を基に，公衆の健康影響として，急性死亡とがん死亡を解析する。急性死亡の確率を求めるにあたっては，シグモイド形の線量依存性を持つハザード関数法を用いて解析する。がん死亡については線形の線量反応モデルを用いて評価する。

リスクの定量化では，公衆の健康影響と事故シーケンスの発生頻度を用いて，公衆の平均死亡リスク（急性死亡リスク及びがん死亡リスク）を求める。また，感度解析及び不確実さ解析を実施し，解析条件やモデルの仮定，パラメータ値が結果に及ぼす影響を把握する。

3.3 経済影響評価

レベル 3PRA 標準：2008 においては，国が示した安全目標への適合性評価等の実施に資するため，適用範囲で原子力発電所の事故のリスクとして，安全目標で示された放射線被ばくによる公衆の個人の急性死亡リスクとがん死亡リスクを対象としていたが，今回の改定では，公衆の健康影響に加えて原子力発電所の事故による経済影響を求めるための要件を規定することとした。

チェルノブイリ事故及び東京電力福島第一原子力発電所事故以来，原子力事故によって重大な経済的影響が生じることは共通の認識となっている。事故による経済影響は，電力選択，事故時の損害賠償，事故対策など，原子力発電に係る様々な局面において不可欠な情報の一つであるが，この標準においては，原子力発電所の更なる安全性向上に資するための対策を実施するにあたり，安全性のみならず経済的な面での定量的な効果を把握した上で対策を決定することは，より合理的な安全性向上の投資に繋がることから，対策にかかる意思決定の判断材料を提供することを目的として，原子力発電所の事故による経済影響評価の要求事項を追加した。また，原子力発電所の更なる安全性向上の対策にかかる意思決定の判断材料を提供する目的で，事業者が経済影響を評価しようとする際には，PRA 以外の手法や専門家判断も合わせて使用することも考えられるが，あくまで PRA により評価できる範囲のみを取り扱うこととしている。

レベル 3PRA 標準で扱う範囲は，炉心損傷，格納容器機能喪失に続いて，環境中に移行した放射性物質により公衆が受ける健康影響及び被ばく線量を低減するために実施される防護対策の費用並びに雇用・所得及び財の損失であり，具体的には以下の項目とした。

(a)健康影響

・放射線被ばくに起因する公衆の急性死亡

・放射線被ばくに起因する公衆のがん死亡

(b)防護対策費用

・避難に係る費用：人々の輸送費用，一時的な宿泊施設と食料確保に係る費用

・移転に係る費用：人々の輸送費用，宿泊施設の確保に係る初期費用・継続費用

・飲食物摂取制限に係る費用：制限期間中の食品の廃棄・処理による逸失利益とその費用，代替食品の費用

・除染に係る費用：実施費用（必要機器の経費，廃棄物の輸送・処理を含む），労働費

・防護対策の関連費用：緊急時計画の実情に合わせて防護対策費用

（例：安定ヨウ素剤予防服用に関する費用，緊急時モニタリング等）

(c)放射性物質に起因する雇用・所得及び財の損失

・防護対策の実施による労働生産低下に伴う逸失利益
・不動産の資産価値や資本減耗に係る財の損失など

もし事業者が経済的な観点からある対策の効果を把握しようとする場合，その対策を導入する前後の経済影響評価結果と対策にかかる費用を比較することで情報が得られる。また，同様に複数考えられる対策の中からどの対策が投資効果がよいかを判断するための材料ともなり，今後レベル 3PRA 標準がより活用されることが期待できる。

3.4 レベル 3PRA 手法の適用例

講演では、SOARCA 等の米国における最近の適用事例についても紹介する。

4. 総合討論

上記を踏まえて，総合討論を行う。

以　　上

標準委員会セッション 1（リスク専門部会）

レベル 3PRA 標準の改定とその意義

Improvement of the Level 3 PRA standard and its significance

*山口彰[1]，*本間俊充[2]，*小倉克規[3]，成宮祥介[4]

[1]東京大学，[2]JAEA，[3]電力中央研究所，[4]関西電力

1. はじめに

標準委員会リスク専門部会では，確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment：PRA）の実施基準を策定している。原子力施設の PRA が対象とする領域は，対象施設やその運転状態，想定すべき事象の範囲，評価する指標の範囲等に応じて多岐に渡る。原子力発電所を対象とする場合には，一般的に，運転状態については，出力運転時と停止時を区別して PRA を分類し，想定すべき事象については，事故の発端となる事象の特性に応じて，発電システムの内部で起きるランダムな故障や人的過誤を対象とする内的事象の PRA と地震や火災等を対象とする外的事象の PRA に大別される。またこれを評価する指標の範囲については，炉心損傷事故の発生頻度までを評価するレベル 1PRA，これに加えて格納容器破損に至る事故の発生頻度及びその際の放射性物質の環境への放出の量やタイミング等(ソースターム)までの評価を行うレベル 2PRA，さらに，公衆や環境への影響の発生頻度と大きさまでを評価するレベル 3 PRA に分類される。

原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 3PRA 編）（以下，「レベル 3PRA 標準」という）は，原子力発電所の出力運転状態及び停止時を対象とし，内的事象及び外的事象のいずれの起因事象にも適用できるレベル 3PRA を実施する際の要件及びそれを満たすための具体的方法を規定しているものであるが，レベル 3PRA 標準：2008 が制定されて以来，5 年以上が経過したことから，改定することとした。その際，レベル 3PRA 標準：2008 以降に公開されている文献や文書，福島第一原子力発電所事故からの知見又は教訓に関連した国内外の動向についても調査し，レベル 3PRA 標準への反映事項について検討するなど，最新知見の取り込みを図るとともに，品質や透明性の確保が適切に行われるよう，要求事項の見直しを検討した。

本セッションでは，レベル 3PRA の意義，今回の改定の概要及びレベル 3PRA の評価概要について紹介する。

2. 環境影響に対するリスク評価の意義

福島第一事故をふまえ，レベル 3PRA の重要性が一段と増した。大規模な放射性物質の放出と敷地外への影響が現実のものとなったこと，原子力発電所周辺自治体が防災計画を求められていること，規制基準の策定と事業者の自主的安全向上への取組みによりシビアアクシデントの影響緩和のための重大事故対処設備や手順書が充実したことから，高い優先度をもってレベル 3PRA を実施すべきである。原子力発電所でのシビアアクシデントマネジメント能力向上を踏まえれば，発電所の管理者がシビアアクシデントの影響評価にまず取組む必要がある。福島第一事故の分析と規制に反映すべき教訓を抽出するために，また自治体の防災計画を実効的で効果的なものとするためには国もリスク評価研究を優先的に取組むべきである。

---

*Akira Yamaguchi [1], Toshimitus Homma [2], Katsunori Ogura [3], Yoshiyuki Narumiya [4]

[1]Univ.of Tokyo, [2]JAEA, [3]CRIEPI, [4]KEPCO

米国では，1995 年にソースターム研究[5]が行われ，最新の研究成果が規制に反映されている。また，2012 年には，最新の設計を反映し，シビアアクシデントに関する研究成果を集大成する研究プロジェクトとして SOARCA[6]の報告書が発行された。さらに現在は，多数基リスクや燃料プールのリスクを含めて最新の知見をふまえたレベル 3PRA プロジェクト[7]を実施中である。これらの研究は，原子力発電所の事故による影響から公衆を防護するため，深層防護の第 5 層に対応する緊急時計画・緊急対応や立地評価に反映するとともに規制のレベルを向上させることも目的としている。

わが国で同様の研究を活性化させることは喫緊かつ継続的に実施するべき課題である。リスク専門部会では，このような背景を踏まえ，レベル 3PRA の標準を定期的に改定するとともに，外的事象起因の PRA や停止時 PRA のためのレベル 3PRA 実施手順の記載を充実させる計画である。あわせて，国内外のレベル 3PRA に係る標準策定や研究活動を実施する組織・団体とも連携し，国際的にも整合する標準とする計画である。

3. レベル３ＰＲＡ標準の改定の概要

3.1 改定時の検討項目

今回の改定にあたっては，以下の四つの項目について検討し，規定又は附属書（参考）に反映した。

① 体裁の更新

最近の PRA 実施基準にならって構成および附属書･解説の内容を見直した。

② 参考文献の更新

引用あるいは，附属書又は解説に記載している参考文献の更新を検討した。

③ 新しい知見の反映検討

a) 福島第一原子力発電所事故からの知見あるいは教訓として，レベル 3PRA 標準に反映するようなものはあるかどうかを検討し，規定化は見送ったが，附属書（参考）に被ばく経路を追加した。また，福島第一原子力発電所事故の教訓を取り込み制定された原子力規制委員会の原子力災害対策指針に基づく，わが国の原子力災害対策の現状を反映した。

b) 海外の PRA 関連基準・規格については，公開文書ではないため反映していない。

- USNRC フルスコープレベル 3PRA 研究プロジェクト（2010 年から継続）
- ANS/ASME-58.25, "Standard for Radiological Accident Offsite Consequence Analysis (Level 3 PRA) to Support Nuclear Installation Applications"

c) レベル 3PRA 標準：2008 は内的事象及び外的事象のいずれの起因事象にも適用可能としていたが，外的事象の評価に際する要求事項が明記されていなかったため，今回の改定で，外的事象によるサイト周辺の被災状況の考慮について，防護対策による線量低減解析及びリスクの定量化における要求事項として明記した。

④ 適用範囲の拡張

レベル 3PRA 標準：2008 は，公衆の健康影響として放射線被ばくによる個人の急性死亡リスクとがん死亡リスクを対象としていたが，加えて経済影響評価も適用範囲に含めることとした。適用範囲拡張後のレベル 3PRA 実施手順を図 1 に示す。

---

[5] Accident Source Terms for Light Water Nuclear Power Plants, NUREG-1465 (1995)

[6] State-of-the Art Reactor Consequence Analysis (SOARCA) Report, NUREG-1935 (2012)

[7] Kevin Coyne, Full-Scope Site Level 3 PRA Project Status, 日米 PRA ラウンドテーブル資料（2014）

適用範囲拡張に係る狙いや経済影響評価に係る評価項目等については，3.3 項に記す。今回の改定においては，国内での経済影響評価事例が無いことから，経済影響評価に係る規定事項は必要最小限に留めており，評価手法については規定化しないこととしたが，附属書（参考）にユーザーが評価にあたり参考とできるよう評価手法を紹介している。

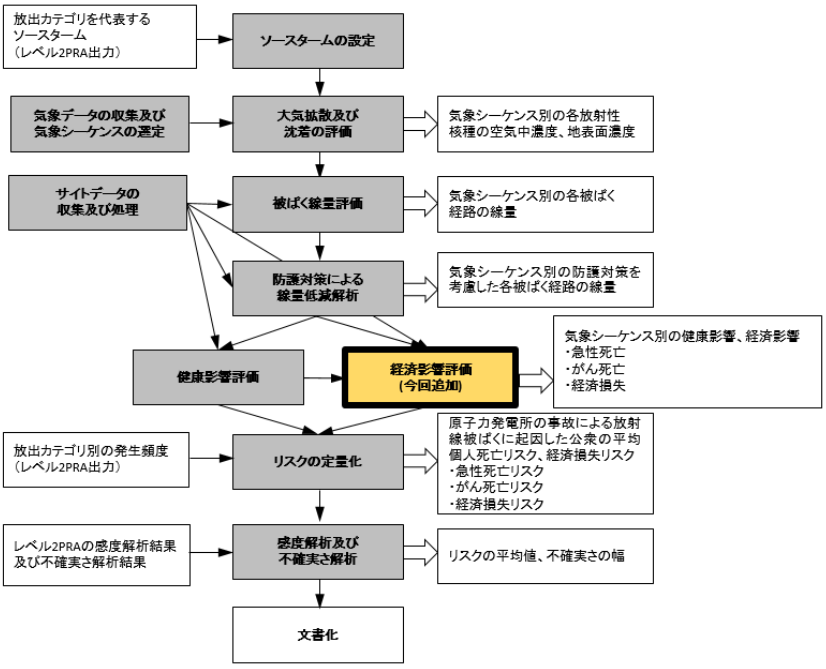


図 1 レベル 3PRA 実施手順

3.2 放射性物質の環境中移行と被ばく評価

レベル 3PRA では，レベル 2PRA で求めた事故シーケンスの発生頻度とソースターム（核種の放出タイミングと放出量等の放出源情報）と気象データ，サイトデータ（人口データ，農畜産データ，防護対策データ）を入力条件として，起こりうる気象条件とその確率を考慮し，放射性物質の環境中移行を計算した上で，考えられる被ばく経路からの線量評価をし，人の健康影響を評価する，又は経済影響を評価する。レベル 3PRA 標準の実施手順は図 1 に示したとおりであり，健康影響評価に係る評価のイメージは図 2 のとおりであり，評価の概要は以下のとおりである。

大気中に放出された放射性物質の移行を評価するにあたっては，大気拡散モデルを設定し，気象指針等を参考に気象データ、拡散パラメータ等を設定して，放射性物質の大気中濃度及び地表沈着濃度を算定する。レベル 3PRA 標準においては，大気拡散モデルとして，濃度分布を正規分布で仮定したガウス型モデルを用いてよいこととした。また，放射性物質の沈着の評価にあたっては，地表面への乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮する。

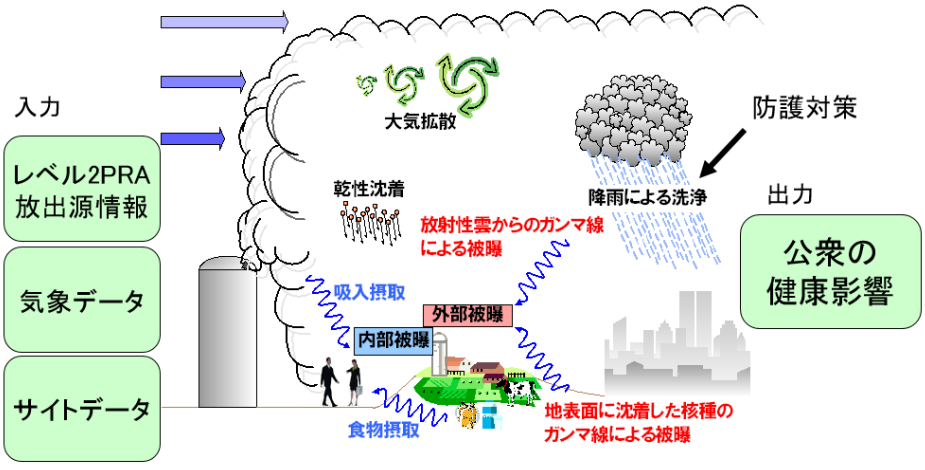


図 2 レベル 3PRA 評価概要

公衆の被ばくを評価するにあたっては，放射性雲からの外部被ばく（クラウドシャイン），地表面沈着物からの外部被ばく（グランドシャイン），吸入及び汚染農畜産物の経口摂取による内部被ばくなど

の被ばく経路を設定し，被ばく経路ごとの線量を求める。また，被ばく線量低減のために避難や安定ヨウ素剤の服用などの短期的な防護対策及び汚染された農畜産物の摂取制限や移転などの長期的な防護対策の効果を解析する。今回の改定においては，原子力規制委員会の原子力災害対策指針に基づく我が国の原子力災害対策の現状を反映している。

これら被ばく線量評価と防護対策の解析を基に，公衆の健康影響として，急性死亡とがん死亡を解析する。急性死亡の確率を求めるにあたっては，シグモイド形の線量依存性を持つハザード関数法を用いて解析する。がん死亡については線形の線量反応モデルを用いて評価する。

リスクの定量化では，公衆の健康影響と事故シーケンスの発生頻度を用いて，公衆の平均死亡リスク（急性死亡リスク及びがん死亡リスク）を求める。また，感度解析及び不確実さ解析を実施し，解析条件やモデルの仮定，パラメータ値が結果に及ぼす影響を把握する。

3.3 経済影響評価

レベル 3PRA 標準：2008 においては，国が示した安全目標への適合性評価等の実施に資するため，適用範囲で原子力発電所の事故のリスクとして，安全目標で示された放射線被ばくによる公衆の個人の急性死亡リスクとがん死亡リスクを対象としていたが，今回の改定では，公衆の健康影響に加えて原子力発電所の事故による経済影響を求めるための要件を規定することとした。

チェルノブイリ事故及び東京電力福島第一原子力発電所事故以来，原子力事故によって重大な経済的影響が生じることは共通の認識となっている。事故による経済影響は，電力選択，事故時の損害賠償，事故対策など，原子力発電に係る様々な局面において不可欠な情報の一つであるが，この標準においては，原子力発電所の更なる安全性向上に資するための対策を実施するにあたり，安全性のみならず経済的な面での定量的な効果を把握した上で対策を決定することは，より合理的な安全性向上の投資に繋がることから，対策にかかる意思決定の判断材料を提供することを目的として，原子力発電所の事故による経済影響評価の要求事項を追加した。また，原子力発電所の更なる安全性向上の対策にかかる意思決定の判断材料を提供する目的で，事業者が経済影響を評価しようとする際には，PRA 以外の手法や専門家判断も合わせて使用することも考えられるが，あくまで PRA により評価できる範囲のみを取り扱うこととしている。

レベル 3PRA 標準で扱う範囲は，炉心損傷，格納容器機能喪失に続いて，環境中に移行した放射性物質により公衆が受ける健康影響及び被ばく線量を低減するために実施される防護対策の費用並びに雇用・所得及び財の損失であり，具体的には以下の項目とした。

(a)健康影響

・放射線被ばくに起因する公衆の急性死亡

・放射線被ばくに起因する公衆のがん死亡

(b)防護対策費用

・避難に係る費用：人々の輸送費用，一時的な宿泊施設と食料確保に係る費用

・移転に係る費用：人々の輸送費用，宿泊施設の確保に係る初期費用・継続費用

・飲食物摂取制限に係る費用：制限期間中の食品の廃棄・処理による逸失利益とその費用，代替食品の費用

・除染に係る費用：実施費用（必要機器の経費，廃棄物の輸送・処理を含む），労働費

・防護対策の関連費用：緊急時計画の実情に合わせて防護対策費用

（例：安定ヨウ素剤予防服用に関する費用，緊急時モニタリング等）

(c)放射性物質に起因する雇用・所得及び財の損失

・防護対策の実施による労働生産低下に伴う逸失利益
・不動産の資産価値や資本減耗に係る財の損失など

もし事業者が経済的な観点からある対策の効果を把握しようとする場合，その対策を導入する前後の経済影響評価結果と対策にかかる費用を比較することで情報が得られる。また，同様に複数考えられる対策の中からどの対策が投資効果がよいかを判断するための材料ともなり，今後レベル 3PRA 標準がより活用されることが期待できる。

3.4 レベル 3PRA 手法の適用例

講演では、SOARCA 等の米国における最近の適用事例についても紹介する。

4. 総合討論

上記を踏まえて，総合討論を行う。

以　　上

標準委員会セッション 1（リスク専門部会）

レベル 3PRA 標準の改定とその意義

Improvement of the Level 3 PRA standard and its significance

*山口彰[1]，*本間俊充[2]，*小倉克規[3]，成宮祥介[4]

[1]東京大学，[2]JAEA，[3]電力中央研究所，[4]関西電力

1. はじめに

標準委員会リスク専門部会では，確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment：PRA）の実施基準を策定している。原子力施設の PRA が対象とする領域は，対象施設やその運転状態，想定すべき事象の範囲，評価する指標の範囲等に応じて多岐に渡る。原子力発電所を対象とする場合には，一般的に，運転状態については，出力運転時と停止時を区別して PRA を分類し，想定すべき事象については，事故の発端となる事象の特性に応じて，発電システムの内部で起きるランダムな故障や人的過誤を対象とする内的事象の PRA と地震や火災等を対象とする外的事象の PRA に大別される。またこれを評価する指標の範囲については，炉心損傷事故の発生頻度までを評価するレベル 1PRA，これに加えて格納容器破損に至る事故の発生頻度及びその際の放射性物質の環境への放出の量やタイミング等(ソースターム)までの評価を行うレベル 2PRA，さらに，公衆や環境への影響の発生頻度と大きさまでを評価するレベル 3 PRA に分類される。

原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 3PRA 編）（以下，「レベル 3PRA 標準」という）は，原子力発電所の出力運転状態及び停止時を対象とし，内的事象及び外的事象のいずれの起因事象にも適用できるレベル 3PRA を実施する際の要件及びそれを満たすための具体的方法を規定しているものであるが，レベル 3PRA 標準：2008 が制定されて以来，5 年以上が経過したことから，改定することとした。その際，レベル 3PRA 標準：2008 以降に公開されている文献や文書，福島第一原子力発電所事故からの知見又は教訓に関連した国内外の動向についても調査し，レベル 3PRA 標準への反映事項について検討するなど，最新知見の取り込みを図るとともに，品質や透明性の確保が適切に行われるよう，要求事項の見直しを検討した。

本セッションでは，レベル 3PRA の意義，今回の改定の概要及びレベル 3PRA の評価概要について紹介する。

2. 環境影響に対するリスク評価の意義

福島第一事故をふまえ，レベル 3PRA の重要性が一段と増した。大規模な放射性物質の放出と敷地外への影響が現実のものとなったこと，原子力発電所周辺自治体が防災計画を求められていること，規制基準の策定と事業者の自主的安全向上への取組みによりシビアアクシデントの影響緩和のための重大事故対処設備や手順書が充実したことから，高い優先度をもってレベル 3PRA を実施すべきである。原子力発電所でのシビアアクシデントマネジメント能力向上を踏まえれば，発電所の管理者がシビアアクシデントの影響評価にまず取組む必要がある。福島第一事故の分析と規制に反映すべき教訓を抽出するために，また自治体の防災計画を実効的で効果的なものとするためには国もリスク評価研究を優先的に取組むべきである。

---

*Akira Yamaguchi [1], Toshimitus Homma [2], Katsunori Ogura [3], Yoshiyuki Narumiya [4]

[1]Univ.of Tokyo, [2]JAEA, [3]CRIEPI, [4]KEPCO

米国では，1995 年にソースターム研究[5]が行われ，最新の研究成果が規制に反映されている。また，2012 年には，最新の設計を反映し，シビアアクシデントに関する研究成果を集大成する研究プロジェクトとして SOARCA[6]の報告書が発行された。さらに現在は，多数基リスクや燃料プールのリスクを含めて最新の知見をふまえたレベル 3PRA プロジェクト[7]を実施中である。これらの研究は，原子力発電所の事故による影響から公衆を防護するため，深層防護の第 5 層に対応する緊急時計画・緊急対応や立地評価に反映するとともに規制のレベルを向上させることも目的としている。

わが国で同様の研究を活性化させることは喫緊かつ継続的に実施するべき課題である。リスク専門部会では，このような背景を踏まえ，レベル 3PRA の標準を定期的に改定するとともに，外的事象起因の PRA や停止時 PRA のためのレベル 3PRA 実施手順の記載を充実させる計画である。あわせて，国内外のレベル 3PRA に係る標準策定や研究活動を実施する組織・団体とも連携し，国際的にも整合する標準とする計画である。

3. レベル３ＰＲＡ標準の改定の概要

3.1 改定時の検討項目

今回の改定にあたっては，以下の四つの項目について検討し，規定又は附属書（参考）に反映した。

① 体裁の更新

最近の PRA 実施基準にならって構成および附属書･解説の内容を見直した。

② 参考文献の更新

引用あるいは，附属書又は解説に記載している参考文献の更新を検討した。

③ 新しい知見の反映検討

a) 福島第一原子力発電所事故からの知見あるいは教訓として，レベル 3PRA 標準に反映するようなものはあるかどうかを検討し，規定化は見送ったが，附属書（参考）に被ばく経路を追加した。また，福島第一原子力発電所事故の教訓を取り込み制定された原子力規制委員会の原子力災害対策指針に基づく，わが国の原子力災害対策の現状を反映した。

b) 海外の PRA 関連基準・規格については，公開文書ではないため反映していない。

- USNRC フルスコープレベル 3PRA 研究プロジェクト（2010 年から継続）
- ANS/ASME-58.25, "Standard for Radiological Accident Offsite Consequence Analysis (Level 3 PRA) to Support Nuclear Installation Applications"

c) レベル 3PRA 標準：2008 は内的事象及び外的事象のいずれの起因事象にも適用可能としていたが，外的事象の評価に際する要求事項が明記されていなかったため，今回の改定で，外的事象によるサイト周辺の被災状況の考慮について，防護対策による線量低減解析及びリスクの定量化における要求事項として明記した。

④ 適用範囲の拡張

レベル 3PRA 標準：2008 は，公衆の健康影響として放射線被ばくによる個人の急性死亡リスクとがん死亡リスクを対象としていたが，加えて経済影響評価も適用範囲に含めることとした。適用範囲拡張後のレベル 3PRA 実施手順を図 1 に示す。

---

[5] Accident Source Terms for Light Water Nuclear Power Plants, NUREG-1465 (1995)

[6] State-of-the Art Reactor Consequence Analysis (SOARCA) Report, NUREG-1935 (2012)

[7] Kevin Coyne, Full-Scope Site Level 3 PRA Project Status, 日米 PRA ラウンドテーブル資料（2014）

適用範囲拡張に係る狙いや経済影響評価に係る評価項目等については，3.3 項に記す。今回の改定においては，国内での経済影響評価事例が無いことから，経済影響評価に係る規定事項は必要最小限に留めており，評価手法については規定化しないこととしたが，附属書（参考）にユーザーが評価にあたり参考とできるよう評価手法を紹介している。

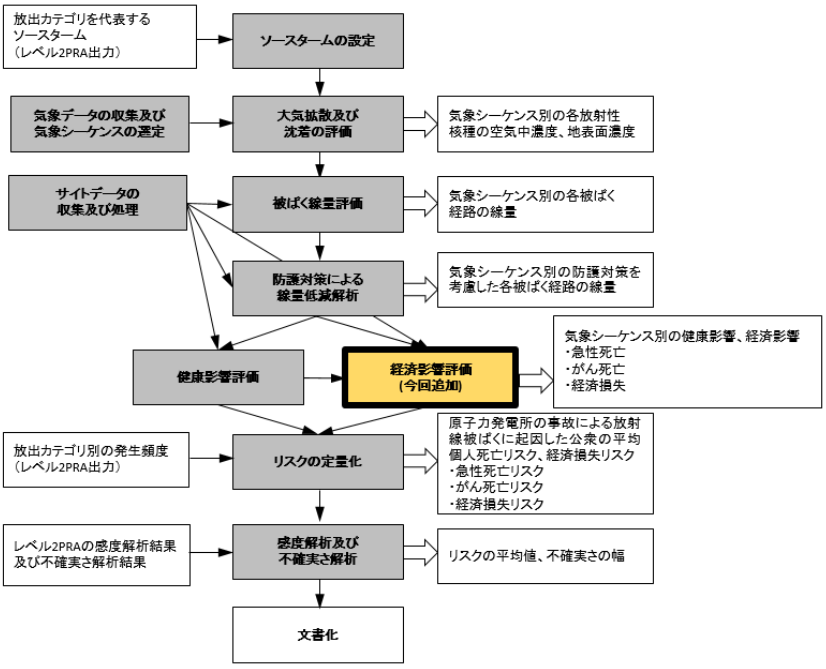


図 1 レベル 3PRA 実施手順

3.2 放射性物質の環境中移行と被ばく評価

レベル 3PRA では，レベル 2PRA で求めた事故シーケンスの発生頻度とソースターム（核種の放出タイミングと放出量等の放出源情報）と気象データ，サイトデータ（人口データ，農畜産データ，防護対策データ）を入力条件として，起こりうる気象条件とその確率を考慮し，放射性物質の環境中移行を計算した上で，考えられる被ばく経路からの線量評価をし，人の健康影響を評価する，又は経済影響を評価する。レベル 3PRA 標準の実施手順は図 1 に示したとおりであり，健康影響評価に係る評価のイメージは図 2 のとおりであり，評価の概要は以下のとおりである。

大気中に放出された放射性物質の移行を評価するにあたっては，大気拡散モデルを設定し，気象指針等を参考に気象データ、拡散パラメータ等を設定して，放射性物質の大気中濃度及び地表沈着濃度を算定する。レベル 3PRA 標準においては，大気拡散モデルとして，濃度分布を正規分布で仮定したガウス型モデルを用いてよいこととした。また，放射性物質の沈着の評価にあたっては，地表面への乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮する。

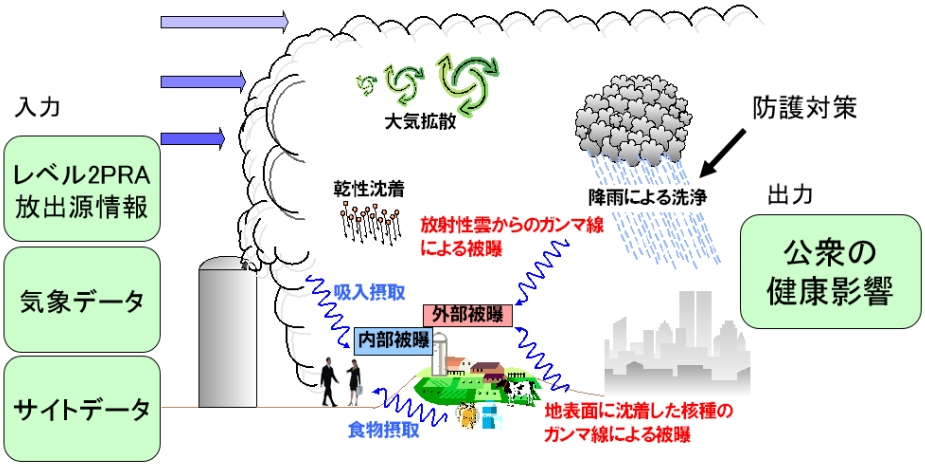


図 2 レベル 3PRA 評価概要

公衆の被ばくを評価するにあたっては，放射性雲からの外部被ばく（クラウドシャイン），地表面沈着物からの外部被ばく（グランドシャイン），吸入及び汚染農畜産物の経口摂取による内部被ばくなど

の被ばく経路を設定し，被ばく経路ごとの線量を求める。また，被ばく線量低減のために避難や安定ヨウ素剤の服用などの短期的な防護対策及び汚染された農畜産物の摂取制限や移転などの長期的な防護対策の効果を解析する。今回の改定においては，原子力規制委員会の原子力災害対策指針に基づく我が国の原子力災害対策の現状を反映している。

これら被ばく線量評価と防護対策の解析を基に，公衆の健康影響として，急性死亡とがん死亡を解析する。急性死亡の確率を求めるにあたっては，シグモイド形の線量依存性を持つハザード関数法を用いて解析する。がん死亡については線形の線量反応モデルを用いて評価する。

リスクの定量化では，公衆の健康影響と事故シーケンスの発生頻度を用いて，公衆の平均死亡リスク（急性死亡リスク及びがん死亡リスク）を求める。また，感度解析及び不確実さ解析を実施し，解析条件やモデルの仮定，パラメータ値が結果に及ぼす影響を把握する。

3.3 経済影響評価

レベル 3PRA 標準：2008 においては，国が示した安全目標への適合性評価等の実施に資するため，適用範囲で原子力発電所の事故のリスクとして，安全目標で示された放射線被ばくによる公衆の個人の急性死亡リスクとがん死亡リスクを対象としていたが，今回の改定では，公衆の健康影響に加えて原子力発電所の事故による経済影響を求めるための要件を規定することとした。

チェルノブイリ事故及び東京電力福島第一原子力発電所事故以来，原子力事故によって重大な経済的影響が生じることは共通の認識となっている。事故による経済影響は，電力選択，事故時の損害賠償，事故対策など，原子力発電に係る様々な局面において不可欠な情報の一つであるが，この標準においては，原子力発電所の更なる安全性向上に資するための対策を実施するにあたり，安全性のみならず経済的な面での定量的な効果を把握した上で対策を決定することは，より合理的な安全性向上の投資に繋がることから，対策にかかる意思決定の判断材料を提供することを目的として，原子力発電所の事故による経済影響評価の要求事項を追加した。また，原子力発電所の更なる安全性向上の対策にかかる意思決定の判断材料を提供する目的で，事業者が経済影響を評価しようとする際には，PRA 以外の手法や専門家判断も合わせて使用することも考えられるが，あくまで PRA により評価できる範囲のみを取り扱うこととしている。

レベル 3PRA 標準で扱う範囲は，炉心損傷，格納容器機能喪失に続いて，環境中に移行した放射性物質により公衆が受ける健康影響及び被ばく線量を低減するために実施される防護対策の費用並びに雇用・所得及び財の損失であり，具体的には以下の項目とした。

(a)健康影響

・放射線被ばくに起因する公衆の急性死亡

・放射線被ばくに起因する公衆のがん死亡

(b)防護対策費用

・避難に係る費用：人々の輸送費用，一時的な宿泊施設と食料確保に係る費用

・移転に係る費用：人々の輸送費用，宿泊施設の確保に係る初期費用・継続費用

・飲食物摂取制限に係る費用：制限期間中の食品の廃棄・処理による逸失利益とその費用，代替食品の費用

・除染に係る費用：実施費用（必要機器の経費，廃棄物の輸送・処理を含む），労働費

・防護対策の関連費用：緊急時計画の実情に合わせて防護対策費用

（例：安定ヨウ素剤予防服用に関する費用，緊急時モニタリング等）

(c)放射性物質に起因する雇用・所得及び財の損失

・防護対策の実施による労働生産低下に伴う逸失利益
・不動産の資産価値や資本減耗に係る財の損失など

もし事業者が経済的な観点からある対策の効果を把握しようとする場合，その対策を導入する前後の経済影響評価結果と対策にかかる費用を比較することで情報が得られる。また，同様に複数考えられる対策の中からどの対策が投資効果がよいかを判断するための材料ともなり，今後レベル 3PRA 標準がより活用されることが期待できる。

3.4 レベル 3PRA 手法の適用例

講演では、SOARCA 等の米国における最近の適用事例についても紹介する。

4. 総合討論

上記を踏まえて，総合討論を行う。

以　　上

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 1

[BC01] Improvement of the Level 3 PRA standard and its significance

Chair: Yoshiyuki Narumiya (Risk Technical Committee, KEPCO)

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

[BC0104](4)Comprephensive discussion

Yoshiyuki Narumiya[1] (1.KEPCO)

環境への放射性物質放出による公衆の健康影響を評価するレベル3PRA標準は，2009年に発行しているが，現在改定作業中である。今回の改定で大きな変更を考えている点は，原子力発電所で発生する事故による経済影響を評価する標準に拡張することである。レベル3PRAは原子力施設と外部社会との関係を表現する一つの方法論とも言えるだけに，その結果は施設内設備の設計や管理などに関する技術的な議論に留まらず，外部社会への影響を定量的に議論する材料として捉えられることがある。本企画セッションでは，レベル3PRAの意義を確認した上で，今回の改定ポイントも含めたレベル3PRA手法の概要を紹介する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Other Session：JST

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sat. Mar 26, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N Lecture Rooms C C202

[OT01] Outline of MEXT competitive funds for nuclear technology

Chair: Shinichi Higuchi (JST)

[OT0101] (1)Outline of R&D programs for nuclear technology in competitive funds

＊Kenichi Sumimoto[1] (1.JST)

[OT0102] (2)Discussion

「文部科学省　原子力競争的資金の紹介」

原子力競争的資金による研究開発事業の紹介

Outline of R&D programs for nuclear technology in competitive funds

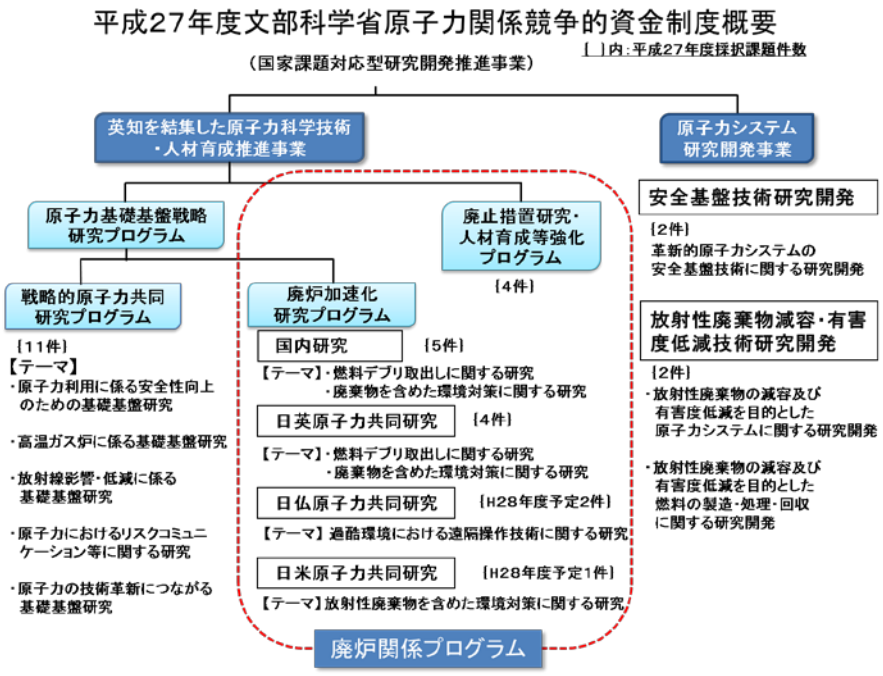
住本研一

国立研究開発法人 科学技術振興機構

文部科学省が進める「国家課題対応型研究開発推進事業」は、科学技術政策の遂行の観点から、国が直接実施する必要のある研究開発活動について、優れた提案を採択する競争的資金制度である。その中で、原子力が直面する課題解決、及び原子力分野における我が国の国際競争力の維持・向上を図るため、平成 17 年度に、原子炉、再処理、燃料加工等の分野において革新的な技術開発を推進することを目的として、「原子力システム研究開発事業」（以下、「原子力システム」）を創設した。また、平成 20 年度には、原子力の新たな利用技術や知識の創出、技術基盤を強化することを目的として「原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ」（以下、「原子力イニシアティブ」）を創設し推進してきた。

東京電力福島第一原子力発電所事故後、「原子力システム」では「安全基盤技術研究開発」「放射性廃棄物減容・有害度低減技術研究開発」を、「原子力イニシアティブ」では「復興対策基礎基盤研究プログラム」を公募テーマに設定し、さらに平成 26 年度には新たに「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」を創設した。平成 27 年度より、「原子力イニシアティブ」「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」を統合して「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」が設けられた。その中で「戦略的原子力共同研究プログラム」「廃炉加速化研究プログラム」「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」として原子力に関する広い領域の課題への対応、原子力安全の高度化や廃止措置に係る基礎的・基盤的研究、及びそれらに係わる人材育成に重点化したテーマを設定し募集を行ってきている。

平成 27 年度の採択数は 28 課題である。これまでに「原子力システム」では延べ 145 課題、「原子力イニシアティブ」及び「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」では 120 課題を採択している。各課題は専門家による厳正な審査を経て採択されるとともに、定期的な評価を受ける。また、研究遂行は PD・PO*制度の下で適切に行われる。科学技術振興機構は、文部科学省から委託を受けこれらの支援を行っている。



*PD・PO：プログラムディレクター・プログラムオフィサー

Kenichi Sumimoto

Japan Science and Technology Agency

進行中・終了後の課題については JST サイト参照
www.jst.go.jp/nuclear/quick/index.html
www.jst.go.jp/nuclear/quick/end.html

Planning Lecture | Other Session | JST

[OT01] Outline of MEXT competitive funds for nuclear technology

Chair: Shinichi Higuchi (JST)

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

[OT0102](2)Discussion

文部科学省が進める「国家課題対応型研究開発推進事業」は、科学技術政策の遂行の観点から国が直接実施する必要のある研究開発活動について、優れた提案を採択する競争的資金制度である。平成17～27年度に265課題が採択され、67課題が進行中である。安全基盤・放射性廃棄物に係わる革新的システムの開発を行う「原子力システム研究開発事業」に加えて、東京電力福島第一原子力発電所事故後、特に広い領域の課題への対応、安全の高度化、廃止措置技術研究、及びそれらに係わる人材育成に重点化したテーマを設定し、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」として推進されている。これら事業の公募方針を詳しく説明する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over View Report：Over View Report 4

Sun. Mar 27, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sun. Mar 27, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I Lecture Rooms B B200

[OV04] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System ofRadioactive Wastes Generated by Fukushima-Dai-ichi Nuclear Accident

Chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)

[OV0401] (1)Background and objectives of this study

＊Yasuhisa Ikeda[1] (1.Tokyo Inst. of Technol.)

[OV0402] (2)Results of studies on radioactive waste characterization

Characteristics of fuel debris and their leaching behavior

＊Nobuaki Sato[1] (1.Tohoku Univ.)

[OV0403] (3)Results of studies on radioactive waste treatments

Evaluations of treatment techniques for solid and liquid wastes

＊Hitoshi Mimura[1] (1.Tohoku Univ.)

[OV0404] (4)Results of studies on radioactive waste disposal

Evaluations of effects of uncategorized wastes on disposal

＊Kazuya Idemitsu[1] (1.Kyusyu Univ.)

総合講演・報告 4「福島原発事故で発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究」

Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

(1) 本研究の背景と目的

(1) Background and Objectives of This Study

*池田 泰久[1], 竹下 健二[1], 小崎 完[2], 佐藤 努[2], 桐島 陽[3], 佐藤 修彰[3], 新堀 雄一[3], 三村 均[3], 鈴木 達也[4], 佐々木 隆之[5], 稲垣 八穂広[6], 出光 一哉[6]

[1]東工大, [2]北大, [3]東北大, [4]長岡技科大, [5]京大, [6]九大

1. 背景

福島第一原子力発電所事故では、事故発生時応急的な核燃料冷却のため、海水が原子炉内に注入されたことから、高温状態であった核燃料が海水を含む冷却水と接触したことが、従来の重大事故（米国スリーマイル島原発における冷却材喪失事故及び旧ソ連チェルノブイリ原発における原子炉爆発事故）ではなかったことである。また、従来の硝酸系再処理プロセスから発生する放射性廃棄物には該当しない異質な性状の廃棄物が発生している。従って、事故の復旧のためには、新たな科学的知見の取得と新しい概念に基づく処理･処分法の研究･開発が必要となっている。

2. 目的

上記の背景に基づき、本研究では、福島原発事故で発生した汚染物の合理的な処理･処分システム構築に向け、汚染物の性状評価－除染･処理－廃棄物の保管･管理－廃棄物の最終処分の各プロセス間の整合性を考慮し、プロセス全体としての合理性を図った処理･処分システムの開発のための基盤研究を行うことを目的とした。具体的には、廃棄物性状評価研究、廃棄物処理研究、発生する廃棄物の処分研究の3分野に分けて研究を行ってきている。

3. 研究内容及び体制

1) 廃棄物性状評価研究（東北大:桐島 陽，佐藤 修彰，京大:佐々木 隆之）

固体及び液体汚染物の性状評価研究として、燃料デブリ中の燃料及び構造材を含む固体の相関係の評価やそれら固体からの放射性核種の冷却水中への溶出挙動等の検討、燃料及び被覆管との反応による UO_2-ZrO_2擬二元系や SUS 系材料、B_4C 制御材の酸化及び還元雰囲気における相関係に関する知見の取得、実照射試料やトレーサー添加試料を用いた海水あるいは純水への FP や TRU 成分の溶出挙動の評価を行ってきている。

2) 廃棄物処理研究（東北大:三村 均，長岡技科大:鈴木 達也，東工大:竹下 健二，池田 泰久，九大:稲垣 八穂広）

汚染物性状調査を踏まえて、将来的な汚染物の新規処理法について検討してきている。具体的には、新規媒体（超臨界 CO_2, イオン液体）を利用した除染法及び様々な廃棄物を対象としたガラス固化法、汚染水の海への放流のための法定レベル以下までに高除染するためのゼオライト吸着材の高機能化、Cs, Sr, α 核種等の高除染吸着材の開発とその処理法、トリチウム処理法について研究を行ってきている。

3) 廃棄物処分研究（北大:小崎 完，佐藤 努，東北大:新堀 雄一，九大:出光 一哉）

福島原発事故では多量の海水が施設に浸入しており、高濃度の塩分が含まれた廃棄物を処分する可能性がある。このため、高濃度塩分が処分場に与える影響を評価するため、これら環境下のベントナイト中の陽イオン／陰イオンの拡散挙動、塩分とセメント系材料及びフェロシアンとの長期相互作用について研究を行ってきている。

以上の成果を、これまで論文(7 報以上)や当学会で口頭発表(58 件)するとともに、今後、報告書としても取りまとめ、公表していく予定である。なお、本研究は、科学研究費（基盤研究（S）24226021）の一環として実施された。

---

*Yasuhisa Ikeda[1], Kenji Takeshita[1], Tamotsu Kozaki[2], Tsutomu Sato[2], Akira Kirishima[3], Yuichi Niibori[3], Nobuaki Sato[3], Hitoshi Mimura[3], Tatsuya Suzuki[4], Takayuki Sasaki[5], Yaohiro Inagaki[6], and Kazuya Idemitsu[6]

[1]Tokyo Institute of Technol., [2]Hokkaido Univ., [3]Tohoku Univ., [4]Nagaoka Univ. of Technol., [5]Kyoto Univ., [6]Kyushu Univ.

総合講演・報告 4「福島原発事故で発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究」

Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

(2) 廃棄物性状評価研究の成果–燃料デブリの性状評価と放射性物質の溶出挙動評価–

(2) Results of Studies on Waste Characterization – Characteristics of Fuel Debris and Their Leaching Behavior–

*佐藤 修彰[1], 桐島 陽[1], 佐々木 隆之[2]

[1]東北大、[2]京大

1. 緒言

福島第一原発の廃炉のためには新たな科学的知見の取得と新概念に基づく処理・処分法の研究・開発が必要である。現在展開している「福島第一原発事故において発生した燃料デブリの合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究」おいては、汚染物性状評価、汚染物処理ならびに廃棄物処分の研究を様々な角度から進めている。性状評価研究としては、固体および液体汚染物の性状評価研究について、燃料デブリ中の燃料および構造材を含む固体の相関係や、それら固体から放射性核種が冷却水中に溶出する際の化学的挙動等の検討を行ってきた。特に、過去の原子炉事故と異なる環境における模擬燃料デブリの高温における相関係や、同デブリ中の燃料成分やFPおよびMA核種等放射性物質の海水・真水への溶出挙動について調べてきた。

本報告では、主成分と考えられるUO_2-ZrO_2系酸化物やSUS、コンクリート等構造材を含む模擬燃料デブリについて酸化および還元雰囲気における相関係に関する知見、および、それらを海水に浸漬した際のFPやTRU成分の溶出挙動に関する成果について紹介する。

2. 成果

1) 固体性状評価研究 : UO_2燃料と被覆管との反応によるデブリの主成分と考えられる UO_2-ZrO_2系については擬二元系状態図に基づいて、U/Zr モル比が 10/90、50/50 および 90/10 になるように UO_2-ZrO_2系模擬デブリを調製し、酸化あるいは還元雰囲気下所定温度において加熱処理した後、XRD 法により相関係を調べた。還元雰囲気においては、U/Zr 比が異なるいずれの試料においても、fcc 構造をとる UO_2固溶体($Zr_yU_{1-y}O_{2-x}$)および tetragonal 構造の ZrO_2固溶体(t-$(U,Zr)O_2$)の 2 相が確認された。一方、酸化雰囲気(Ar+2%O_2)においては U 濃度が高い場合には U_3O_8 へ酸化される傾向が見られたが、Zr 濃度が高い場合には、t-$(U,Zr)O_2$相を生成し、UO_2のみの場合より固溶体化により酸化が抑制された。他の構造材（SUS、B_4C、コンクリート）との反応性についても検討した。

2) 液体性状評価研究 : 調製した試料を京大原子炉で熱中性子照射して FP および放射化物を生成させた後、試料数 10mg と福島県南相馬市小高区の海岸で採取した海水 30 ml をポリプロピレン容器中で混合し、室温(298 K)にて所定時間振とうした。その後、孔径 0.45μm フィルタ等を用いて固液分離し、固相および水相中の核種のγ放射能量を測定した。また、^{236}Pu や MA トレーサ(^{237}Np, ^{241}Am)および FP トレーサ(^{152}Eu, ^{137}Cs)を用いて同様に検討した。海水浸漬後 160 日経過した試料では、酸化処理した場合や、U 濃度が高い試料ほど、溶出率が高い傾向が見られた。トレーサ添加試料では振とう 4 日後で、^{137}Cs は 78 %と最も高く、^{152}Eu は 1 %程度、U では 0.1%、^{237}Np, ^{236}Pu, ^{241}Am の TRU 核種では 0.04%程度であり、アクチノイド核種の溶出率が低いことがわかった。

3. 結言

本研究の結果、UO_2-ZrO_2模擬デブリの還元/酸化処理や U/Zr 比により、UO_2放射性核種の海水への溶出挙動に大きな影響を与えることが示唆された。

なお、本研究は、科学研究費（基盤研究（S）24226021）の一環として実施した。

---

*Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Takayuki Sasaki[2]

[1] Tohoku Univ., [2]Kyoto Univ.

総合講演・報告 4「福島原発事故で発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究」
Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

⑶ 廃棄物処理研究の成果－固体廃棄物の除染・減容固化法及び液体廃棄物の分離・吸着法の評価－

(3) Results of Studies on Radioactive Waste Treatment –Evaluation of Decontamination・Volume Reduction Solidification Method for Solid Wastes and Separation・Adsorption Method for Liquid Wastes–

*三村 均[1], 池田 泰久[2], 竹下 健二[2], 鈴木 達也[3], 稲垣 八穂広[4]

[1]東北大, [2]東工大, [3]長岡技科大, [4]九大

1. 諸言

福島第一原発事故の固体および液体廃棄物処理では、ステップ初期での除染の経験から、コンパクトで効率性および安全性の高い新規処理法の開発が重要となっている。本研究では、汚染物性状調査を踏まえて、将来的な汚染物の新規処理法について検討し、処分時の安全性評価にかかわる基礎データを取得した。

2. 成果

1）固体廃棄物処理研究： 高濃度に汚染された固体廃棄物には従来の除染技術が適用できないことが予想され、通常の核燃料サイクル工程のものとは異なる固体廃棄物も発生している。そこで、新規媒体（超臨界 CO_2やイオン液体）を利用した除染法および様々な廃棄物の効率的なガラス固化技術について検討した。研究成果としては、熱応答性イオン液体(IL)を用い硝酸水溶液から IL 相へ効率的に U(VI)が抽出されることから、ウラン廃棄物への適用性を見出した。超臨界 CO_2への金属錯体の溶解性を調べ、フッ素を含むキレート剤と modifier を用いることでランタノイド(III)を、またフッ素型クラウンエーテル誘導体により Sr(II)を高効率に除染可能であることを明らかにした。Cs 吸着ゼオライトのガラス固化技術としては、溶融ガラス固化条件と Cs 固定化率等の固化体の諸特性との相関をコールドおよびホット試験により評価した。1,100℃が適切均質固化温度であること、融剤添加量の増加による Cs 固定化率の低下は、ホウ酸との化合物生成が影響していることを明らかにした。

2）液体廃棄物処理研究：原子炉の安全な冷却及び処分の軽減の観点から、汚染水中の放射性物質の除去・淡水化・再利用、汚染海水及び余剰の精製淡水の海への放流のため、法定レベル以下にまで高除染する技術開発が必要である。Cs および Sr の高除染は、フェロシアン化物担持A型ゼオライトにより、海水から Cs、Sr を 95 %および 60 %以上吸着できること、高温焼結により安定固化が可能であることを見出した。多核種用高除染剤としては、タンニン酸を化学修飾した新規な有機複合吸着剤により、海水系で Cs, Sr, Ln、An および I に高い吸着性を有することを見出した。トリチウム除去のための水・水素同位体交換プロセスの開発では、水蒸留プロセスとの比較、多段分離塔型および新規な疎水性白金触媒を用いたトリクルベット型を評価し、水・水素交換法は比較的小規模での分離プロセス構築が可能であることを明らかにした。

3. 結言

本研究の成果として、固体廃棄物および液体廃棄物に対する新規の除染技術が開発され、コンパクトで効率性および安全性の高い将来的な新規除染処理法の構築が可能であることが示された。なお、本研究は、科学研究費（基盤研究（S）24226021）の一環として実施した。

* Hitoshi Mimura[1], Yasuhisa Ikeda[2], Kenji Takeshita[2], Tatsuya Suzuki[3], Yaohiro Inagaki[4]

[1]Tohoku Univ., [2]Tokyo Institute of Technol., [3]Nagaoka Univ. of Technol., [4]Kyushu Univ.

総合講演・報告 4「福島原発事故で発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究」
Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

(4) 廃棄物処分研究の成果ー高塩濃度及び従来と異なる廃棄物が処分に与える影響評価ー

(4) Results of Studies on Radioactive Waste Disposal – Evaluation of Effects of Uncategorized Waste on Disposal－

*出光 一哉[1], 小崎 完[2], 佐藤 努[2], 新堀 雄一[3]
[1]九大, [2]北大, [3]東北大

1. 緒言

福島第一原発の廃炉のためには新たな科学的知見の取得と新概念に基づく処理・処分法の研究・開発が必要である。「福島第一原発事故において発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究」においては、廃棄物性状評価、廃棄物処理ならびに廃棄物処分の研究を様々な角度から進めている。処分研究として、従来と異なる廃棄物が処分に与える影響について実験的に検討を行なってきた。本報告では、高塩濃度環境におけるベントナイト中の核種の移行挙動およびコンクリートとの相互作用、共沈処理によって発生したフェロシアン等の廃棄物の安定性に関する成果について紹介する。

2. 成果

1) 高濃度の塩を含む放射性廃棄物固化体が核種移行に与える影響：高塩濃度ではベントナイトの乾燥密度が低い場合は拡散係数が大きくなる傾向があるが、乾燥密度が高い場合はその変化は小さいこと、Cs^+については、収着係数とそのエンタルピー、見かけの拡散係数とその活性化エネルギーをそれぞれ求め、低乾燥密度では自由空隙中の拡散が、高乾燥密度では2水分子層状態のモンモリロナイト層間の拡散が支配的である可能性を明らかにした。また、モンモリロナイト端部へのCsの収着挙動を、パイロフィライトを用いた分子動力学計算で検討し、結晶端部に複数の収着サイトが存在することを明らかにした。一方、陰イオンの拡散に関しては、みかけの拡散係数の活性化エネルギーは自由水中の陰イオンのものと同等であることから、ベントナイト自由空隙中を拡散経路としていることが示唆された。高塩濃度ではベントナイト中のモンモリロナイトの膨潤性が低下することで自由空隙が増え、拡散係数の増大が起こる。しかし、陽イオンと同様、乾燥密度が高い場合は、その変化は小さい。

2) 従来とは異なる廃棄物が処分に与える影響：高塩濃度におけるCs^+とコンクリートとの相互作用については、Ca/Siモル比（C/S比）が0.4に低下してもCSHは安定であること、CSHとCsとの相互作用はC/S比が小さい方が強くなることを明らかにした。処分場の構造物等に利用するセメントがその劣化によってCsの閉じ込め効果を向上させうることを示唆する結果を得た。処分場において生成するカルシウムシリケート水和物(CSH)が、高塩濃度においても安定に存在することを、ラマンスペクトルやEuの蛍光寿命から明らかにした。さらに、Cs^+を吸着したゼオライトや鉄共沈物の処理･処分に関して、実際に使用されているハーシュライトの浸出率が天然ゼオライトよりも高く、セメント中ではハーシュライトが安定でないことを示唆する結果を得ている。一方、フェロシアンに対しては、ある種の微生物はフェロシアンをシアン化物イオン（CN^-）にまで分解可能であることが確認され、フェロシアンを容器等に入れて直接処分すると、微生物活動によってCN^-が浸出する可能性を示している。

3. 結言

本研究の結果、高塩濃度環境は低密度ベントナイトにおいて核種の拡散を増大させるが、高密度の場合は影響が小さいこと、高塩濃度環境においてコンクリート中の CSH は安定であり閉じ込め機能を維持することを明らかにした。一方、セメント中ではハーシュライトが不安定化すること、微生物がフェロシアンを分解しシアン化物イオンを発生させる可能性が示唆された。なお、本研究は、科学研究費（基盤研究（S）24226021）の一環として実施した。

*Kazuya Idemitsu[1], Tamotsu Kozaki[2], Tsutomu Sato[2], Yuichi Niibori[3]
[1] Kyushu Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]Tohoku Univ.

Planning Lecture | Jointly-projected Session：Division of Nuclear Fuel, Thermal Hydraulics Division, Computational Science and Engineering Division, Health Physics and Environment Science, Division of Water Chemistry

Sun. Mar 27, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sun. Mar 27, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A Lecture Rooms B B102

[JS01] Behavior of fission products in Fukushima Daiichi NPP under severe accidents - Overview of FP behavior under accidents and approaches toward advanced source term analysis-

Chair: Seiichi Koshizuka (Univ. of Tokyo)

[JS0101] (1)Evaluation of FP behavior under accidents

＊Masanori Naitoh[1] (1.IAE)

[JS0102] (2)Evaluation of FP release based on the environment data

＊Haruyasu Nagai[1] (1.JAEA)

[JS0103] (3)Understanding of FP behavior based on mass balance

＊Shunsuke Uchida[1] (1.IAE)

[JS0104] (4)Fundamental aspects of FP behavior and challenge toward further research subjects

＊Masahiko Ohsaka[1] (1.JAEA)

核燃料部会、熱流動部会、計算科学技術部会、保健物理・環境科学部会、水化学部会
合同セッション

福島第一原子力発電所事故時の核分裂生成物挙動
—事故時の FP 挙動の概要と今後の総合的ソースターム解析への道—

Behavior of fission products in Fukushima Daiichi NPP under severe accidents
- Overview of FP behavior under accidents and approaches toward advanced source term analysis -

*内藤 正則[1] *永井 晴康[2] *内田 俊介[1] *逢坂 正彦[2] 越塚 誠一[3]
[1]エネ総研，[2]JAEA、[3]東大

１．はじめに

「福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会」における調査活動およびその議論において、事故時のソースタームの評価に従来の評価ベースでは、説明できない事象が散見された。廃炉検討委員会においても、ソースターム評価を重要課題の一つとして取り扱っている。本合同企画セッションでは、各部会での最近の活動状況を紹介し、先の合同企画セッションの結論である「部会の枠を越えた新たな検討組織設立と研究人材の育成」に向けた建設的な意見交換を行うことを目的として、企画されたものである。

ソースタームを、発生･移行経路に沿ってみると、以下のように大きく３つに分けられる。

１）FP の生成、蓄積と燃料からの放出 ［核燃料部会］

過去の研究の蓄積が膨大にあり、発生量は、ORIGEN コード他に集大成されている。燃料温度の上昇と共に、その融点を超えた高揮発性 FP の過半は気相中へ放出され、温度の低下と共に一部が微粒子化して固液界面面に沈着、または溶液中に溶解する。融点が高い固体状 FP の大部分は燃料体に残る。ただし、上記では燃料の形状（比表面積）変化や非平衡状態をとる可能性があり、下記移行評価における予測と現実の乖離を説明するためには、これらの挙動を加味する必要があるものと考える。

２）原子炉冷却系、格納容器内の液相･気相中の FP 移行と除去 ［熱流動、計算科学技術、水化学部会］

冷却水の流動解析により、気液の移動を解析し、流れに沿ってのガス状、粒子状、可溶性の FP を評価する。評価手法は過酷事故解析コードに集大成されている、コードの妥当性評価は PHEBUS FP プロジェクト他の模擬実験のデータを用いて実施されている。残念ながら、現状では福島第一原子力発電所の原子炉、格納容器内での FP に関する実測値が少なく、過酷事故解析コードの妥当性を直接立証することは難しい。

３）格納容器から建屋内外、環境への放出 ［保健物理・環境科学、水化学部会］

環境での測定データに基づく原子炉建屋からの放出 FP 量の評価、汚染水として処理される FP 量の評価を通して、格納容器、原子炉建屋からの放出量の把握が進んでいる。格納容器外での FP データに基づいて、格納容器内部の挙動評価の妥当性評価を行い、過酷事故解析コードの妥当性確認と必要な改良を行うことが有益である。

本セッションでは、部会に固有の視点から、実機事故の評価に基づく、FP 挙動評価における新しい知見、問題点を集め、議論することにより、事故時の FP 挙動を把握、整理すると共に、複数の部会にまたがる境界領域の課題として、今後の総合的なソースターム解析への道筋を明確し、新しい研究計画立案に資する。

*Masanori Naitoh[1] Haruyasu Nagai[2], Shunsuke Uchida[1], Masahiko Oshaka[2] and Seiichi Koshizuka[3]

[1]Institute of Applied Energy., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]University of Tokyo .

２．事故時の FP 挙動評価の概要（Evaluation of FP behavior under accidents）

2-1. SAMPSON コードにおける FP 挙動の評価手法

① FP インベントリ：ORIGEN をベースとした JAEA データ(JAEA-Data/Code 2012-18)

② 燃料ペレットからの FP 放出：

(a) 結晶粒内は濃度拡散で移動し、粒界に到達した FP は直ちに燃料ペレットと被覆管のギャップに蓄積される。

(b) 被覆管が損傷あるいは溶融すると、ギャップに存在していた FP は冷却材中に放出される。

③ 放出された FP の移行

(c) FP 核種の沈着などの移行過程と、物質の流れによって運ばれる輸送過程を評価。このとき、以下の現象を考慮する。

- 核形成による気体状 FP 核種から粒子への変換
- 自由エネルギ最小化法による化学形態変化過程（FP 化合物：CsOH,CsI,I_2,HI,HOI,Te_2,H_2Te）
- 多成分エアロゾルの成長
- 構造物表面への FP 核種の凝縮や吸着
- スプレイによるエアロゾル除去
- エアロゾルの壁面や床への沈着、壁面からの再蒸発、再浮遊
- 冷却材中への FP 核種の溶解
- スクラビングによるエアロゾル除去

2-2. 結果（1 号機の例）

図 1, 2 に SAMPSON による 1 号機解析の結果を示す。

2-3. 課題

SAMPSON で解析された FP の環境への放出量は、環境 MP 等での実測値に基づく逆計算の結果より桁違いに少ない。この原因は主に、(a) FP の壁面付着量と(b) サプレッションプール(S/P)におけるスクラビング効果を過大評価している点にあると考えられる。特に後者については次の点を考慮して物理モデルの改良あるいは新規追加が必要と考えている。

S/P では温度成層化により、上部の水温はほぼ飽和温度に達していたと考えられる。この場合、S/P に放出された蒸気(FP を含む)は不完全凝縮を起す。また、ウェットウェルベントの際には、減圧沸騰に伴う液滴のエントレンメントが無視できない。このような現象を考慮してスクラビング効果のモデルを検討する必要がある。

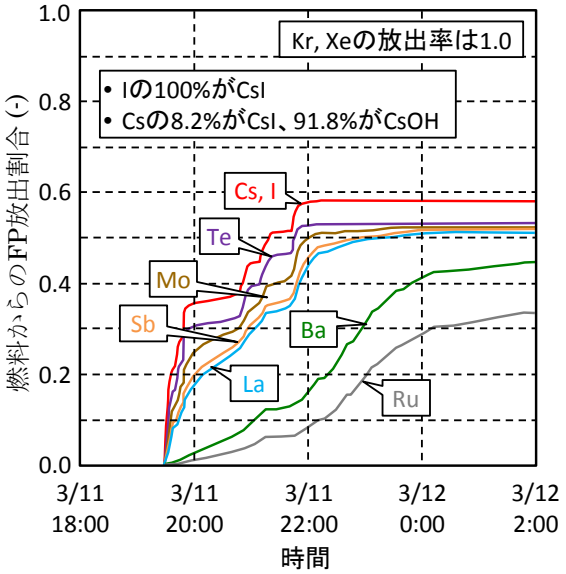


図 1 燃料からの FP 放出

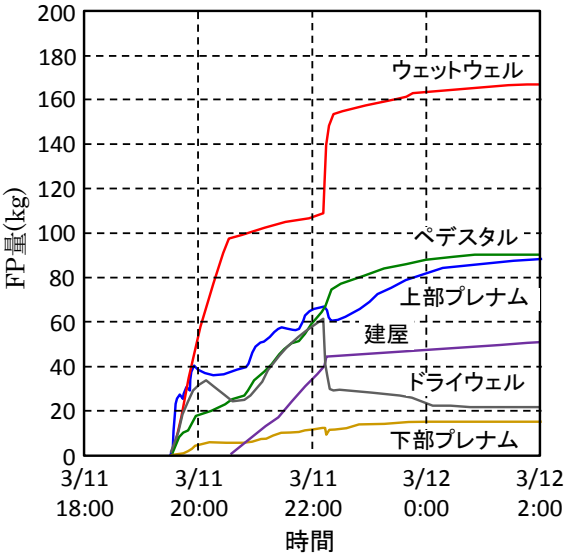


図 2 FP 移行挙動

［内藤 正則］

３．環境測定に基づく放出量評価（Evaluation of FP release based on the environment data）

3-1. 緒言

2011 年 3 月に起きた福島第一原発事故による環境影響や公衆の被ばく線量を評価する上で、放射性物質の大気中への放出量と拡散状況を明らかにすることは重要である。原子力機構では、環境モニタリングデータと緊急時大気拡散予測システム WSPEEDI を用いた大気拡散シミュレーションに基づき、放射性物質の大気放出量推定と大気拡散解析を行ってきた[3-1 – 3-4]。また、海洋中放射性核種移行モデル SEA-GEARN を用いた海洋拡散シミュレーション結果から、大気放出量の補正を試みた[3-5]。この放出量推定結果は、他の推定結果との比較や多くの大気拡散モデルの入力として用いることで妥当性が確認され、国連科学委員会（UNSCEAR）2013 年レポートにおいて、モニタリング結果に最も即した放出源情報として事故影響評価に利用された。しかし、UNSCEAR2013 レポートで今後の課題として指摘されているように、この放出量推定には不確実性があり、さらなる新規データの利用や解析手法の改良により改善する必要がある。そこで、新たな環境モニタリングデータの利用と WSPEEDI の沈着過程の精緻化により詳細な放出量推定を行った[3-6]。この推定放出量を用いた大気拡散計算によって、航空サーベイによる放射性ヨウ素・セシウム沈着量分布が良好に再現された。さらに、環境モニタリングデータと炉内インベントリの ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比を比較することで、各原子炉における期間ごとの放出状況の推定を試みた。

3-2.手法

炉内インベントリの ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比は、燃料の燃焼度により異なることから、福島第一原発の 1、2、3 号機の炉内インベントリは、それぞれ固有の ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比を持っている。西原ら[3-7]の炉内インベントリ解析で得られた放射能比が炉内で一様に分布すると仮定し、^{134}Cs と ^{137}Cs の環境放出から大気拡散、地表沈着、土壌中移行までのプロセスが同等であることを考えると、三上ら[3-8]の環境モニタリングによる沈着量測定における ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比から、その地表汚染への各原子炉からの放出の寄与を評価することができる。この関係と上記推定放出量[3-6]を用いた WSPEEDI の大気拡散シミュレーション結果を比較するとともに、東京電力の事故報告書[3-9]の事象進展も参考にして、放出量が増加した期間について放出に寄与した原子炉を推定した。

3-3. 結果

本推定結果から、福島県東部の高汚染地域は、3 月 15 日の 2 号機と 3 号機からの放出によるものであり、主たる放出源は時間帯により異なることが示唆された。また、岩手県と宮城県の県境、及び霞ヶ浦周辺で 3 月 20～21 日に降水による汚染が形成され、前者は 3 号機、後者は 2 号機からの放出が原因と考えられる。

［参考文献］

[3-1] M. Chino et al., J. Nucl. Sci. Technol., 48, 1129-1134 (2011)., [3-2] G. Katata et al., J. Environ. Radioact., 109, 103-113 (2012)., [3-3] G. Katata et al., J. Environ. Radioact., 111, 2-12 (2012)., [3-4] H. Terada et al., J. Environ. Radioact., 112, 141-154 (2012)., [3-5] Kobayashi et al., J. Nucl. Sci., Technol., 50, 255-264 (2013)., [3-6] G. Katata et al., Atmospheric Chemistry and Physics, 15, 1029-1070 (2015)., [3-7] 西原ら, JAEA-Data/Code 2012-018 (2012)., [3-8] S. Mikami et al., J. Environ. Radioactiv., 139, 320-343 (2015)., [3-9] 東京電力, 福島原子力事故調査報告書 平成 24 年 6 月 20 日 (2012).

［永井 晴康］

４．マスバランス評価に基づくプラント全体での挙動把握（FP behavior based on mass balance）

4-1. Phebus FP プロジェクトから得られた知見と福島第一原子力発電所事故からの知見のギャップの解消

水化学部会としては、学会事故調に引き続き、廃炉検討委員会においても、汚染水評価を担当すると共に、2014 年の 4 部会合同企画セッションで議論された FP 挙動評価を担当している。特に、FP 挙動評価では､FP 挙動に係る人材の発掘と育成を目指し､将来の複数の部会よりなる研究専門委員会設立を見据えて、部会内に「FP 挙動」研究専門委員会準備会を組織した。これまで出版･公開されている Phebus FP プロジェクト関連の 100 余件論文を読み合わせ、プロジェクト全体の成果を教育用資料としてコンパクトにまとめると共､これまでの知見と実際に福島第一原子力発電所で見られた事象の差異を検討し､まとめつつある。本成果は、部会報告書として 2016 年度に出版する予定である。

4-2.前進法と後進法を結合した FP 挙動解析の提案

福島第一原子力発電所での過酷事故解析およびプラント内外での FP に関する測定が進み､両者の比較検討が少しずつ進められている。残念ながら､原子炉建屋内､格納容器内など発生源に近い箇所での測定は､まだ様々な制約があり、ごく一部のデータしか得られていないのが実情である。原子炉の燃料から放出された FP の移行、放出については過酷事故解析コードで解析、評価されている。詳細は本稿の第 2 章でも記載されているが、図 4.1 に模式的に示すように、事故の進展に沿って、現象を定量化して、FP の移行、放出を定量化するものである［4-1］。いわゆる、前進法解析（FEP: Forward Evaluation Procedures）である。一方で、環境側では、本稿 3 章に記載されているように、膨大な環境中の放射能、線量率データに基づき、プラントからの放出量の経時変化が求められている。また、汚染水として処理されているセシウムを中心とする放射能データの蓄積も進んでいる。まだ評価途上ではあるが、格納容器、サプレッションプールに設けられた CAMS (Containment Atmosphere Monitoring System)で測定された線量率、原子炉建屋内で測定された線量率などから、原子炉、格納容器内のデブリ中の主要核種の量、サプレッションプール水中に残留する福島第一原子力発電所、建屋床面、壁面に付着、蓄積する主要核種の量を推定することができる。こういった事故の結果事象データに基づいて、逆に移行量を求める手法［FEP に対して後進法解析（BEP: Backward Evaluation Procedures）と称する］を組み合わせると、FEP を適正に補完し、その評価精度を向上させることができると共に、プラントでの FP 挙動の全貌を描画することが可能となる。もちろん、これだけでは十分ではないが、前進法と後進法を合わせて、新たな測定データを加え､FP 挙動の実態把握を進めると共に、推測に頼らざるを得ない原子炉、格納容器ほかの、主要部の主要核種の残存量を明らかにして、今後のデブリ取出し、廃炉作業に少しでも寄与することを目指す。

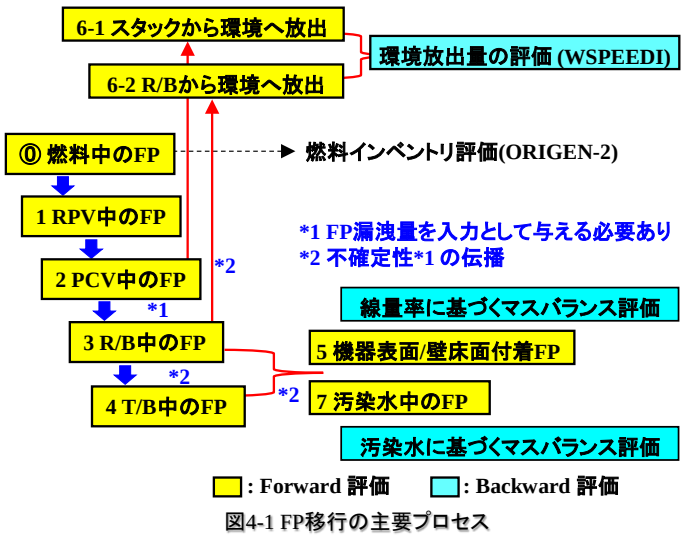


図4-1 FP移行の主要プロセス

4-3. マスバランス評価

環境データ、汚染水データそして線量率データより求めた放出量、残存量の和は、ORIGEN２コードで求めた初期インベントリの過半を超えている。最終的には、両アプローチからの値が合致することを目指す。

［参考文献］[4-1] S. Uchida, et al., “An approach toward Evaluation of FP Behavior in NPPs under severe accidents”, 16th Int. Topical Mtg. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16), Chicago, IL, USA, August 30-September 4, 2015

［内田俊介］

５. FP挙動に係わる基礎事象と新たな研究への挑戦（Fundamental aspects of FP behavior and challenge toward further research subjects）

福島第一原発（1F）廃止措置に向けたデブリ取出しや廃棄物処理処分のための技術開発においては、1F炉内外におけるセシウム（Cs）等のFPの分布と性状に関する知見を整備する必要がある。このためには、1Fシビアアクシデント（SA）事象解明を通じた炉内状況把握や環境動態評価の高度化等において重要なインプットとなる炉内ソースターム評価の精度向上が不可欠である。そこで我々はソースターム評価精度の向上のために必須となるFP放出移行挙動評価の高度化に向けて、放出移行挙動を支配するFPの化学挙動に着目した基礎研究をすすめている。本研究においては、FPの炉内各所での付着状況や環境放出において境界点となる格納容器内でのFPエアロゾル組成等、FP性状に関する知見やデータを取得する。

ソースタームやFP放出移行に関する研究ではこれまでにも多くの知見が得られてきているものの、未解明の事象・挙動も多い。そこで既往研究のレビューを行った結果に基づき、特にBWR-SAにおいて不確かさが大きいB_4C制御棒ブレード溶融崩落挙動、Cs等の炉内付着挙動、水蒸気欠乏雰囲気が及ぼすFP挙動への化学的影響等の1F特有の事象に着目して以下の課題をまず設定した。C

1. ホウ素放出速度及び熱水力条件の変化がFP化学挙動に与える影響の体系的評価
2. 圧力容器上部等構造材高温部へのCs化学吸着・反応挙動解明
3. 炉内で生成するFP化合物の熱力学／物性データベースの整備
4. FP放出移行再現実験技術及びFP化学形直接測定技術の開発

FPは複雑多元系である燃料から放出され、炉内構造材と相互作用を生じつつ、連続的に変化する温度・雰囲気条件下で非平衡的に複雑な化学挙動を示しながら炉内を移行していく。このようなFPの化学挙動の解明に向けて、我々の基礎研究では熱流動等の影響を極力排した単純な系においてFP放出移行を再現する実験を行い、測定により直接的にFPの化学形を取得し、それらの反応速度論を考慮した解析によりFP化学挙動に係わる知見やデータを蓄積する（図5-1）。これを基に、実際の複雑な条件を考慮してデータベースを拡張し、化学モデルの構築や高度化を行う。ほとんど知見が無いが炉内構造物に付着して線源となる可能性があるCs化学吸着のメカニズム解明に関する研究等、FP挙動の重要な素過程についても調べる。

現在までに、CsはFeや不純物のSiと化学反応を生じて構造材に吸着し、付着特性は温度や雰囲気に依存すること、またCsやヨウ素の化学挙動を決める制御ブレード溶融崩落時のホウ素の存在形態（ガス状ホウ素の放出速度）に不確かさが大きいこと等を明らかにした。FP放出移行再現装置のセットアップが完了したことから、今後は様々な試料を用いた再現実験を行ってデータの取得と解析を行い、FP化学挙動に関する知見の整備を進める。

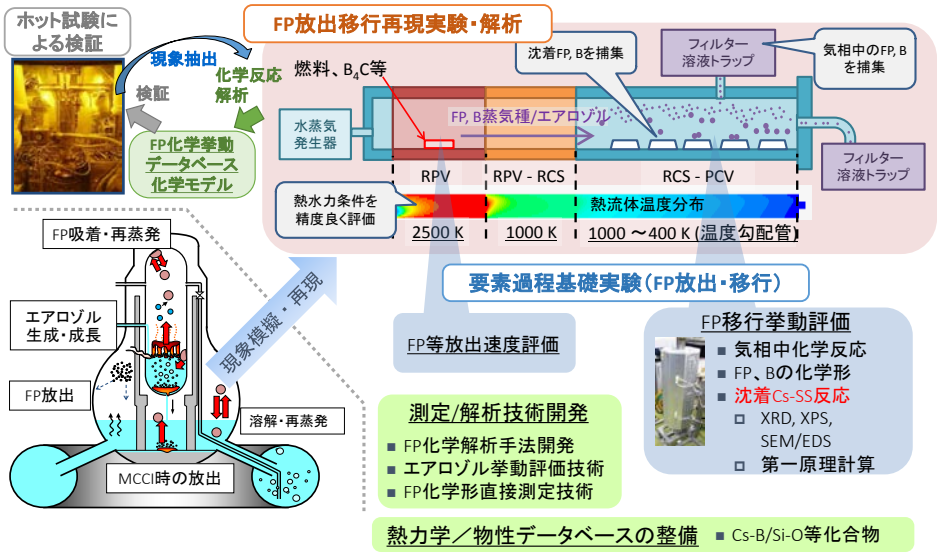


図5-1 FP化学挙動解明に向けた基礎研究

［逢坂 正彦、三輪周平，中島邦久，DiLemma Fidelma-Giulia，鈴木知史，永瀬文久］

６．おわりに

各部会においてそれぞれ独自にソースタームについての議論が進んでいるが、原子力プラントの過酷事故というスケールの大きな課題に対しては、総合的かつ俯瞰的な視点での解析評価が不可欠である。事故を多角的に見つめ、全体としてバランスの取れた評価が求められる。一方で、本稿の２．－５．の記載にも見られるように、まだ十分に解明されていない事象、現状で把握できていないデータも多い。こういった課題に対しては、今回参加した部会に留まらず、さらに多くの部会、学会員が参画できる総合的な研究専門委員会など、新しい受け皿を準備することで、ベテランから新人まで、様々な分野、階層の技術者、研究者が一同に介して、議論し、その結果をまとめることが肝要で、こういった活動を通して、ソースタームの予測技術の向上が期待され、ひいては原子炉の安全性向上に繋がるものと考えている。あわせて、懸案となっている技術転移の促進も期待できる。

核燃料部会、熱流動部会、計算科学技術部会、保健物理・環境科学部会、水化学部会
合同セッション

福島第一原子力発電所事故時の核分裂生成物挙動
—事故時の FP 挙動の概要と今後の総合的ソースターム解析への道—

Behavior of fission products in Fukushima Daiichi NPP under severe accidents
- Overview of FP behavior under accidents and approaches toward advanced source term analysis -

*内藤 正則[1] *永井 晴康[2] *内田 俊介[1] *逢坂 正彦[2] 越塚 誠一[3]
[1]エネ総研，[2]JAEA、[3]東大

１．はじめに

「福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会」における調査活動およびその議論において、事故時のソースタームの評価に従来の評価ベースでは、説明できない事象が散見された。廃炉検討委員会においても、ソースターム評価を重要課題の一つとして取り扱っている。本合同企画セッションでは、各部会での最近の活動状況を紹介し、先の合同企画セッションの結論である「部会の枠を越えた新たな検討組織設立と研究人材の育成」に向けた建設的な意見交換を行うことを目的として、企画されたものである。

ソースタームを、発生･移行経路に沿ってみると、以下のように大きく３つに分けられる。

１）FP の生成、蓄積と燃料からの放出 ［核燃料部会］

過去の研究の蓄積が膨大にあり、発生量は、ORIGEN コード他に集大成されている。燃料温度の上昇と共に、その融点を超えた高揮発性 FP の過半は気相中へ放出され、温度の低下と共に一部が微粒子化して固液界面面に沈着、または溶液中に溶解する。融点が高い固体状 FP の大部分は燃料体に残る。ただし、上記では燃料の形状（比表面積）変化や非平衡状態をとる可能性があり、下記移行評価における予測と現実の乖離を説明するためには、これらの挙動を加味する必要があるものと考える。

２）原子炉冷却系、格納容器内の液相･気相中の FP 移行と除去 ［熱流動、計算科学技術、水化学部会］

冷却水の流動解析により、気液の移動を解析し、流れに沿ってのガス状、粒子状、可溶性の FP を評価する。評価手法は過酷事故解析コードに集大成されている、コードの妥当性評価は PHEBUS FP プロジェクト他の模擬実験のデータを用いて実施されている。残念ながら、現状では福島第一原子力発電所の原子炉、格納容器内での FP に関する実測値が少なく、過酷事故解析コードの妥当性を直接立証することは難しい。

３）格納容器から建屋内外、環境への放出 ［保健物理・環境科学、水化学部会］

環境での測定データに基づく原子炉建屋からの放出 FP 量の評価、汚染水として処理される FP 量の評価を通して、格納容器、原子炉建屋からの放出量の把握が進んでいる。格納容器外での FP データに基づいて、格納容器内部の挙動評価の妥当性評価を行い、過酷事故解析コードの妥当性確認と必要な改良を行うことが有益である。

本セッションでは、部会に固有の視点から、実機事故の評価に基づく、FP 挙動評価における新しい知見、問題点を集め、議論することにより、事故時の FP 挙動を把握、整理すると共に、複数の部会にまたがる境界領域の課題として、今後の総合的なソースターム解析への道筋を明確し、新しい研究計画立案に資する。

*Masanori Naitoh[1] Haruyasu Nagai[2], Shunsuke Uchida[1], Masahiko Oshaka[2] and Seiichi Koshizuka[3]

[1]Institute of Applied Energy., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]University of Tokyo .

２．事故時の FP 挙動評価の概要（Evaluation of FP behavior under accidents）

2-1. SAMPSON コードにおける FP 挙動の評価手法

① FP インベントリ：ORIGEN をベースとした JAEA データ(JAEA-Data/Code 2012-18)

② 燃料ペレットからの FP 放出：

(a) 結晶粒内は濃度拡散で移動し、粒界に到達した FP は直ちに燃料ペレットと被覆管のギャップに蓄積される。

(b) 被覆管が損傷あるいは溶融すると、ギャップに存在していた FP は冷却材中に放出される。

③ 放出された FP の移行

(c) FP 核種の沈着などの移行過程と、物質の流れによって運ばれる輸送過程を評価。このとき、以下の現象を考慮する。

- 核形成による気体状 FP 核種から粒子への変換
- 自由エネルギ最小化法による化学形態変化過程（FP 化合物：CsOH,CsI,I_2,HI,HOI,Te_2,H_2Te）
- 多成分エアロゾルの成長
- 構造物表面への FP 核種の凝縮や吸着
- スプレイによるエアロゾル除去
- エアロゾルの壁面や床への沈着、壁面からの再蒸発、再浮遊
- 冷却材中への FP 核種の溶解
- スクラビングによるエアロゾル除去

2-2. 結果（1 号機の例）

図 1, 2 に SAMPSON による 1 号機解析の結果を示す。

2-3. 課題

SAMPSON で解析された FP の環境への放出量は、環境 MP 等での実測値に基づく逆計算の結果より桁違いに少ない。この原因は主に、(a) FP の壁面付着量と(b) サプレッションプール(S/P)におけるスクラビング効果を過大評価している点にあると考えられる。特に後者については次の点を考慮して物理モデルの改良あるいは新規追加が必要と考えている。

S/P では温度成層化により、上部の水温はほぼ飽和温度に達していたと考えられる。この場合、S/P に放出された蒸気(FP を含む)は不完全凝縮を起す。また、ウェットウェルベントの際には、減圧沸騰に伴う液滴のエントレンメントが無視できない。このような現象を考慮してスクラビング効果のモデルを検討する必要がある。

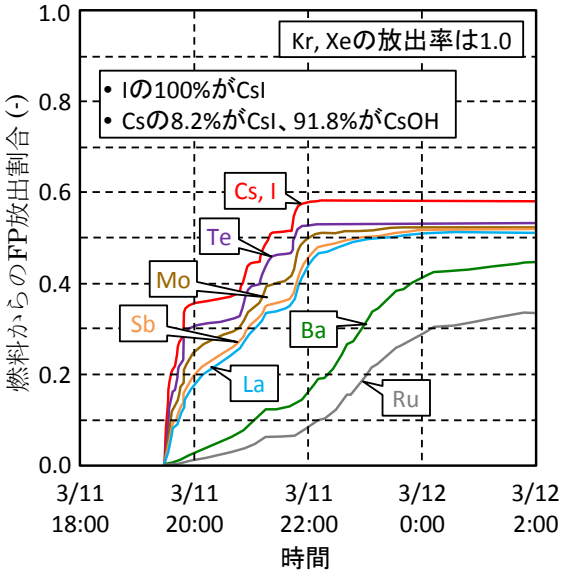


図 1 燃料からの FP 放出

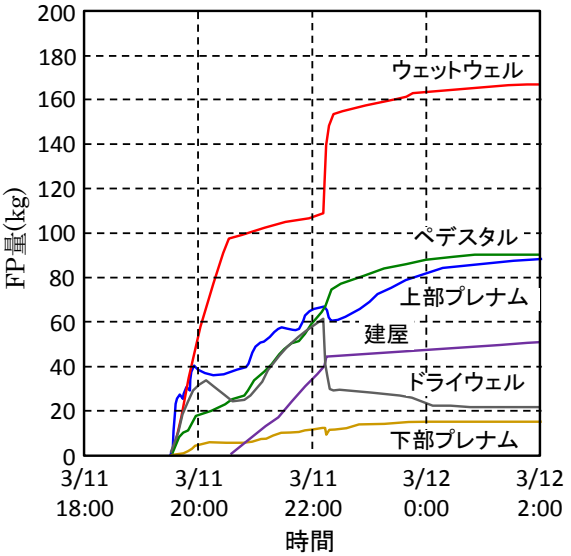


図 2 FP 移行挙動

［内藤 正則］

３．環境測定に基づく放出量評価（Evaluation of FP release based on the environment data）

3-1. 緒言

2011 年 3 月に起きた福島第一原発事故による環境影響や公衆の被ばく線量を評価する上で、放射性物質の大気中への放出量と拡散状況を明らかにすることは重要である。原子力機構では、環境モニタリングデータと緊急時大気拡散予測システム WSPEEDI を用いた大気拡散シミュレーションに基づき、放射性物質の大気放出量推定と大気拡散解析を行ってきた[3-1 – 3-4]。また、海洋中放射性核種移行モデル SEA-GEARN を用いた海洋拡散シミュレーション結果から、大気放出量の補正を試みた[3-5]。この放出量推定結果は、他の推定結果との比較や多くの大気拡散モデルの入力として用いることで妥当性が確認され、国連科学委員会（UNSCEAR）2013 年レポートにおいて、モニタリング結果に最も即した放出源情報として事故影響評価に利用された。しかし、UNSCEAR2013 レポートで今後の課題として指摘されているように、この放出量推定には不確実性があり、さらなる新規データの利用や解析手法の改良により改善する必要がある。そこで、新たな環境モニタリングデータの利用と WSPEEDI の沈着過程の精緻化により詳細な放出量推定を行った[3-6]。この推定放出量を用いた大気拡散計算によって、航空サーベイによる放射性ヨウ素・セシウム沈着量分布が良好に再現された。さらに、環境モニタリングデータと炉内インベントリの ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比を比較することで、各原子炉における期間ごとの放出状況の推定を試みた。

3-2.手法

炉内インベントリの ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比は、燃料の燃焼度により異なることから、福島第一原発の 1、2、3 号機の炉内インベントリは、それぞれ固有の ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比を持っている。西原ら[3-7]の炉内インベントリ解析で得られた放射能比が炉内で一様に分布すると仮定し、^{134}Cs と ^{137}Cs の環境放出から大気拡散、地表沈着、土壌中移行までのプロセスが同等であることを考えると、三上ら[3-8]の環境モニタリングによる沈着量測定における ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比から、その地表汚染への各原子炉からの放出の寄与を評価することができる。この関係と上記推定放出量[3-6]を用いた WSPEEDI の大気拡散シミュレーション結果を比較するとともに、東京電力の事故報告書[3-9]の事象進展も参考にして、放出量が増加した期間について放出に寄与した原子炉を推定した。

3-3. 結果

本推定結果から、福島県東部の高汚染地域は、3 月 15 日の 2 号機と 3 号機からの放出によるものであり、主たる放出源は時間帯により異なることが示唆された。また、岩手県と宮城県の県境、及び霞ヶ浦周辺で 3 月 20～21 日に降水による汚染が形成され、前者は 3 号機、後者は 2 号機からの放出が原因と考えられる。

［参考文献］

[3-1] M. Chino et al., J. Nucl. Sci. Technol., 48, 1129-1134 (2011)., [3-2] G. Katata et al., J. Environ. Radioact., 109, 103-113 (2012)., [3-3] G. Katata et al., J. Environ. Radioact., 111, 2-12 (2012)., [3-4] H. Terada et al., J. Environ. Radioact., 112, 141-154 (2012)., [3-5] Kobayashi et al., J. Nucl. Sci., Technol., 50, 255-264 (2013)., [3-6] G. Katata et al., Atmospheric Chemistry and Physics, 15, 1029-1070 (2015)., [3-7] 西原ら, JAEA-Data/Code 2012-018 (2012)., [3-8] S. Mikami et al., J. Environ. Radioactiv., 139, 320-343 (2015)., [3-9] 東京電力, 福島原子力事故調査報告書 平成 24 年 6 月 20 日 (2012).

［永井 晴康］

４．マスバランス評価に基づくプラント全体での挙動把握（FP behavior based on mass balance）

4-1. Phebus FP プロジェクトから得られた知見と福島第一原子力発電所事故からの知見のギャップの解消

水化学部会としては、学会事故調に引き続き、廃炉検討委員会においても、汚染水評価を担当すると共に、2014 年の 4 部会合同企画セッションで議論された FP 挙動評価を担当している。特に、FP 挙動評価では、FP 挙動に係る人材の発掘と育成を目指し、将来の複数の部会よりなる研究専門委員会設立を見据えて、部会内に「FP 挙動」研究専門委員会準備会を組織した。これまで出版･公開されている Phebus FP プロジェクト関連の 100 余件論文を読み合わせ、プロジェクト全体の成果を教育用資料としてコンパクトにまとめると共、これまでの知見と実際に福島第一原子力発電所で見られた事象の差異を検討し、まとめつつある。本成果は、部会報告書として 2016 年度に出版する予定である。

4-2.前進法と後進法を結合した FP 挙動解析の提案

福島第一原子力発電所での過酷事故解析およびプラント内外での FP に関する測定が進み、両者の比較検討が少しずつ進められている。残念ながら、原子炉建屋内、格納容器内など発生源に近い箇所での測定は、まだ様々な制約があり、ごく一部のデータしか得られていないのが実情である。原子炉の燃料から放出された FP の移行、放出については過酷事故解析コードで解析、評価されている。詳細は本稿の第 2 章でも記載されているが、図 4.1 に模式的に示すように、事故の進展に沿って、現象を定量化して、FP の移行、放出を定量化するものである［4-1］。いわゆる、前進法解析（FEP: Forward Evaluation Procedures）である。一方で、環境側では、本稿 3 章に記載されているように、膨大な環境中の放射能、線量率データに基づき、プラントからの放出量の経時変化が求められている。また、汚染水として処理されているセシウムを中心とする放射能データの蓄積も進んでいる。まだ評価途上ではあるが、格納容器、サプレッションプールに設けられた CAMS (Containment Atmosphere Monitoring System)で測定された線量率、原子炉建屋内で測定された線量率などから、原子炉、格納容器内のデブリ中の主要核種の量、サプレッションプール水中に残留する福島第一原子力発電所、建屋床面、壁面に付着、蓄積する主要核種の量を推定することができる。こういった事故の結果事象データに基づいて、逆に移行量を求める手法［FEP に対して後進法解析（BEP: Backward Evaluation Procedures）と称する］を組み合わせると、FEP を適正に補完し、その評価精度を向上させることができると共に、プラントでの FP 挙動の全貌を描画することが可能となる。もちろん、これだけでは十分ではないが、前進法と後進法を合わせて、新たな測定データを加え、FP 挙動の実態把握を進めると共に、推測に頼らざるを得ない原子炉、格納容器ほかの、主要部の主要核種の残存量を明らかにして、今後のデブリ取出し、廃炉作業に少しでも寄与することを目指す。

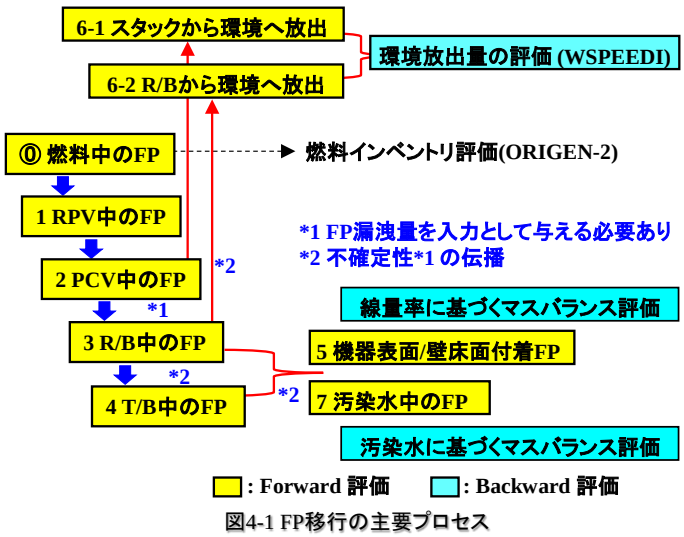


図4-1 FP移行の主要プロセス

4-3. マスバランス評価

環境データ、汚染水データそして線量率データより求めた放出量、残存量の和は、ORIGEN２コードで求めた初期インベントリの過半を超えている。最終的には、両アプローチからの値が合致することを目指す。

［参考文献］[4-1] S. Uchida, et al., “An approach toward Evaluation of FP Behavior in NPPs under severe accidents”, 16th Int. Topical Mtg. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16), Chicago, IL, USA, August 30-September 4, 2015

［内田俊介］

５. FP挙動に係わる基礎事象と新たな研究への挑戦（Fundamental aspects of FP behavior and challenge toward further research subjects）

福島第一原発（1F）廃止措置に向けたデブリ取出しや廃棄物処理処分のための技術開発においては、1F炉内外におけるセシウム（Cs）等のFPの分布と性状に関する知見を整備する必要がある。このためには、1Fシビアアクシデント（SA）事象解明を通じた炉内状況把握や環境動態評価の高度化等において重要なインプットとなる炉内ソースターム評価の精度向上が不可欠である。そこで我々はソースターム評価精度の向上のために必須となるFP放出移行挙動評価の高度化に向けて、放出移行挙動を支配するFPの化学挙動に着目した基礎研究をすすめている。本研究においては、FPの炉内各所での付着状況や環境放出において境界点となる格納容器内でのFPエアロゾル組成等、FP性状に関する知見やデータを取得する。

ソースタームやFP放出移行に関する研究ではこれまでにも多くの知見が得られてきているものの、未解明の事象・挙動も多い。そこで既往研究のレビューを行った結果に基づき、特にBWR-SAにおいて不確かさが大きいB_4C制御棒ブレード溶融崩落挙動、Cs等の炉内付着挙動、水蒸気欠乏雰囲気が及ぼすFP挙動への化学的影響等の1F特有の事象に着目して以下の課題をまず設定した。C

1. ホウ素放出速度及び熱水力条件の変化がFP化学挙動に与える影響の体系的評価
2. 圧力容器上部等構造材高温部へのCs化学吸着・反応挙動解明
3. 炉内で生成するFP化合物の熱力学／物性データベースの整備
4. FP放出移行再現実験技術及びFP化学形直接測定技術の開発

FPは複雑多元系である燃料から放出され、炉内構造材と相互作用を生じつつ、連続的に変化する温度・雰囲気条件下で非平衡的に複雑な化学挙動を示しながら炉内を移行していく。このようなFPの化学挙動の解明に向けて、我々の基礎研究では熱流動等の影響を極力排した単純な系においてFP放出移行を再現する実験を行い、測定により直接的にFPの化学形を取得し、それらの反応速度論を考慮した解析によりFP化学挙動に係わる知見やデータを蓄積する（図5-1）。これを基に、実際の複雑な条件を考慮してデータベースを拡張し、化学モデルの構築や高度化を行う。ほとんど知見が無いが炉内構造物に付着して線源となる可能性があるCs化学吸着のメカニズム解明に関する研究等、FP挙動の重要な素過程についても調べる。

現在までに、CsはFeや不純物のSiと化学反応を生じて構造材に吸着し、付着特性は温度や雰囲気に依存すること、またCsやヨウ素の化学挙動を決める制御ブレード溶融崩落時のホウ素の存在形態（ガス状ホウ素の放出速度）に不確かさが大きいこと等を明らかにした。FP放出移行再現装置のセットアップが完了したことから、今後は様々な試料を用いた再現実験を行ってデータの取得と解析を行い、FP化学挙動に関する知見の整備を進める。

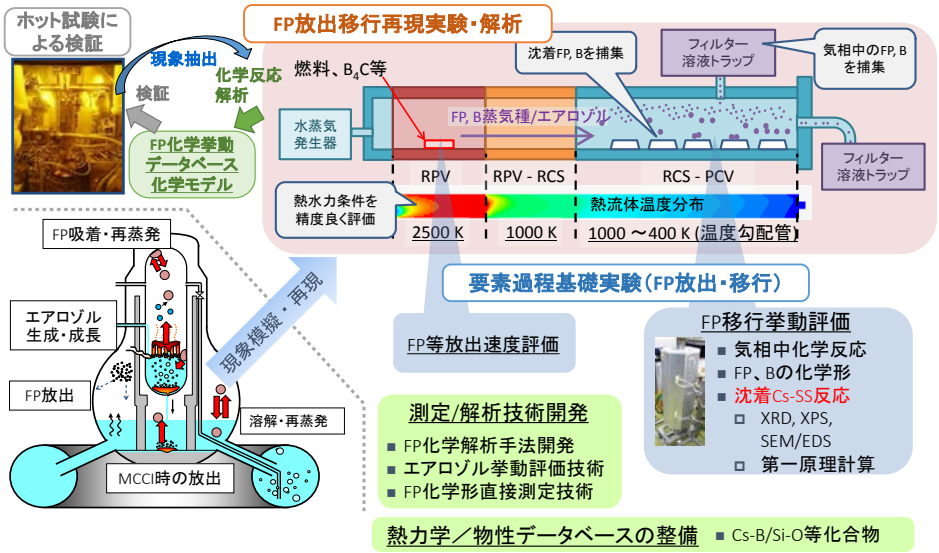


図5-1 FP化学挙動解明に向けた基礎研究

［逢坂 正彦、三輪周平，中島邦久，DiLemma Fidelma-Giulia，鈴木知史，永瀬文久］

６．おわりに

各部会においてそれぞれ独自にソースタームについての議論が進んでいるが、原子力プラントの過酷事故というスケールの大きな課題に対しては、総合的かつ俯瞰的な視点での解析評価が不可欠である。事故を多角的に見つめ、全体としてバランスの取れた評価が求められる。一方で、本稿の２．－５．の記載にも見られるように、まだ十分に解明されていない事象、現状で把握できていないデータも多い。こういった課題に対しては、今回参加した部会に留まらず、さらに多くの部会、学会員が参画できる総合的な研究専門委員会など、新しい受け皿を準備することで、ベテランから新人まで、様々な分野、階層の技術者、研究者が一同に介して、議論し、その結果をまとめることが肝要で、こういった活動を通して、ソースタームの予測技術の向上が期待され、ひいては原子炉の安全性向上に繋がるものと考えている。あわせて、懸案となっている技術転移の促進も期待できる。

核燃料部会、熱流動部会、計算科学技術部会、保健物理・環境科学部会、水化学部会
合同セッション

福島第一原子力発電所事故時の核分裂生成物挙動
—事故時の FP 挙動の概要と今後の総合的ソースターム解析への道—

Behavior of fission products in Fukushima Daiichi NPP under severe accidents
- Overview of FP behavior under accidents and approaches toward advanced source term analysis -

*内藤 正則[1] *永井 晴康[2] *内田 俊介[1] *逢坂 正彦[2] 越塚 誠一[3]
[1]エネ総研，[2]JAEA、[3]東大

１．はじめに

「福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会」における調査活動およびその議論において、事故時のソースタームの評価に従来の評価ベースでは、説明できない事象が散見された。廃炉検討委員会においても、ソースターム評価を重要課題の一つとして取り扱っている。本合同企画セッションでは、各部会での最近の活動状況を紹介し、先の合同企画セッションの結論である「部会の枠を越えた新たな検討組織設立と研究人材の育成」に向けた建設的な意見交換を行うことを目的として、企画されたものである。

ソースタームを、発生･移行経路に沿ってみると、以下のように大きく３つに分けられる。

１）FP の生成、蓄積と燃料からの放出 ［核燃料部会］

過去の研究の蓄積が膨大にあり、発生量は、ORIGEN コード他に集大成されている。燃料温度の上昇と共に、その融点を超えた高揮発性 FP の過半は気相中へ放出され、温度の低下と共に一部が微粒子化して固液界面面に沈着、または溶液中に溶解する。融点が高い固体状 FP の大部分は燃料体に残る。ただし、上記では燃料の形状（比表面積）変化や非平衡状態をとる可能性があり、下記移行評価における予測と現実の乖離を説明するためには、これらの挙動を加味する必要があるものと考える。

２）原子炉冷却系、格納容器内の液相･気相中の FP 移行と除去 ［熱流動、計算科学技術、水化学部会］

冷却水の流動解析により、気液の移動を解析し、流れに沿ってのガス状、粒子状、可溶性の FP を評価する。評価手法は過酷事故解析コードに集大成されている、コードの妥当性評価は PHEBUS FP プロジェクト他の模擬実験のデータを用いて実施されている。残念ながら、現状では福島第一原子力発電所の原子炉、格納容器内での FP に関する実測値が少なく、過酷事故解析コードの妥当性を直接立証することは難しい。

３）格納容器から建屋内外、環境への放出 ［保健物理・環境科学、水化学部会］

環境での測定データに基づく原子炉建屋からの放出 FP 量の評価、汚染水として処理される FP 量の評価を通して、格納容器、原子炉建屋からの放出量の把握が進んでいる。格納容器外での FP データに基づいて、格納容器内部の挙動評価の妥当性評価を行い、過酷事故解析コードの妥当性確認と必要な改良を行うことが有益である。

本セッションでは、部会に固有の視点から、実機事故の評価に基づく、FP 挙動評価における新しい知見、問題点を集め、議論することにより、事故時の FP 挙動を把握、整理すると共に、複数の部会にまたがる境界領域の課題として、今後の総合的なソースターム解析への道筋を明確し、新しい研究計画立案に資する。

*Masanori Naitoh[1] Haruyasu Nagai[2], Shunsuke Uchida[1], Masahiko Oshaka[2] and Seiichi Koshizuka[3]
[1]Institute of Applied Energy., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]University of Tokyo .

２．事故時の FP 挙動評価の概要（Evaluation of FP behavior under accidents）

2-1. SAMPSON コードにおける FP 挙動の評価手法

① FP インベントリ：ORIGEN をベースとした JAEA データ(JAEA-Data/Code 2012-18)

② 燃料ペレットからの FP 放出：

(a) 結晶粒内は濃度拡散で移動し、粒界に到達した FP は直ちに燃料ペレットと被覆管のギャップに蓄積される。

(b) 被覆管が損傷あるいは溶融すると、ギャップに存在していた FP は冷却材中に放出される。

③ 放出された FP の移行

(c) FP 核種の沈着などの移行過程と、物質の流れによって運ばれる輸送過程を評価。このとき、以下の現象を考慮する。

- 核形成による気体状 FP 核種から粒子への変換
- 自由エネルギ最小化法による化学形態変化過程（FP 化合物：CsOH,CsI,I_2,HI,HOI,Te_2,H_2Te）
- 多成分エアロゾルの成長
- 構造物表面への FP 核種の凝縮や吸着
- スプレイによるエアロゾル除去
- エアロゾルの壁面や床への沈着、壁面からの再蒸発、再浮遊
- 冷却材中への FP 核種の溶解
- スクラビングによるエアロゾル除去

2-2. 結果（1 号機の例）

図 1, 2 に SAMPSON による 1 号機解析の結果を示す。

2-3. 課題

SAMPSON で解析された FP の環境への放出量は、環境 MP 等での実測値に基づく逆計算の結果より桁違いに少ない。この原因は主に、(a) FP の壁面付着量と(b) サプレッションプール(S/P)におけるスクラビング効果を過大評価している点にあると考えられる。特に後者については次の点を考慮して物理モデルの改良あるいは新規追加が必要と考えている。

S/P では温度成層化により、上部の水温はほぼ飽和温度に達していたと考えられる。この場合、S/P に放出された蒸気(FP を含む)は不完全凝縮を起す。また、ウェットウェルベントの際には、減圧沸騰に伴う液滴のエントレンメントが無視できない。このような現象を考慮してスクラビング効果のモデルを検討する必要がある。

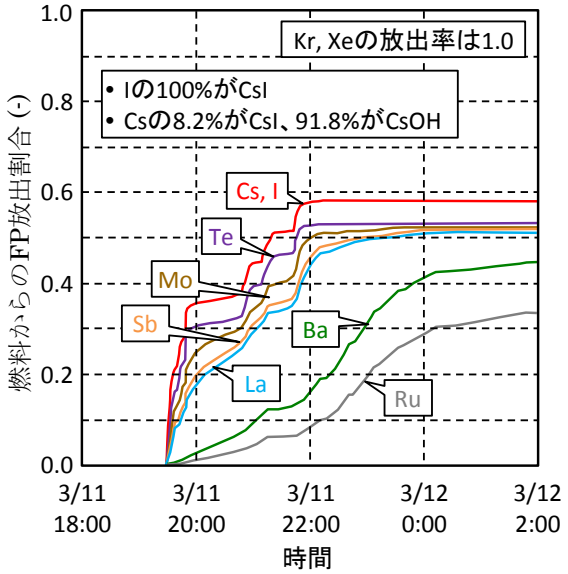


図 1 燃料からの FP 放出

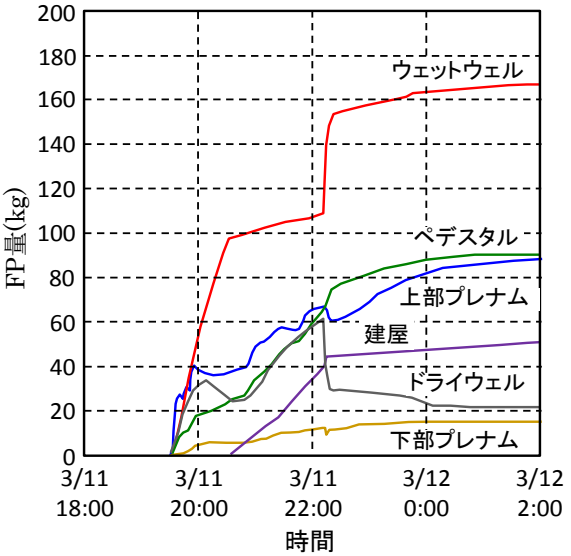


図 2 FP 移行挙動

［内藤 正則］

３．環境測定に基づく放出量評価（Evaluation of FP release based on the environment data）

3-1. 緒言

2011 年 3 月に起きた福島第一原発事故による環境影響や公衆の被ばく線量を評価する上で、放射性物質の大気中への放出量と拡散状況を明らかにすることは重要である。原子力機構では、環境モニタリングデータと緊急時大気拡散予測システム WSPEEDI を用いた大気拡散シミュレーションに基づき、放射性物質の大気放出量推定と大気拡散解析を行ってきた[3-1 – 3-4]。また、海洋中放射性核種移行モデル SEA-GEARN を用いた海洋拡散シミュレーション結果から、大気放出量の補正を試みた[3-5]。この放出量推定結果は、他の推定結果との比較や多くの大気拡散モデルの入力として用いることで妥当性が確認され、国連科学委員会（UNSCEAR）2013 年レポートにおいて、モニタリング結果に最も即した放出源情報として事故影響評価に利用された。しかし、UNSCEAR2013 レポートで今後の課題として指摘されているように、この放出量推定には不確実性があり、さらなる新規データの利用や解析手法の改良により改善する必要がある。そこで、新たな環境モニタリングデータの利用と WSPEEDI の沈着過程の精緻化により詳細な放出量推定を行った[3-6]。この推定放出量を用いた大気拡散計算によって、航空サーベイによる放射性ヨウ素・セシウム沈着量分布が良好に再現された。さらに、環境モニタリングデータと炉内インベントリの ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比を比較することで、各原子炉における期間ごとの放出状況の推定を試みた。

3-2.手法

炉内インベントリの ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比は、燃料の燃焼度により異なることから、福島第一原発の 1、2、3 号機の炉内インベントリは、それぞれ固有の ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比を持っている。西原ら[3-7]の炉内インベントリ解析で得られた放射能比が炉内で一様に分布すると仮定し、^{134}Cs と ^{137}Cs の環境放出から大気拡散、地表沈着、土壌中移行までのプロセスが同等であることを考えると、三上ら[3-8]の環境モニタリングによる沈着量測定における ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比から、その地表汚染への各原子炉からの放出の寄与を評価することができる。この関係と上記推定放出量[3-6]を用いた WSPEEDI の大気拡散シミュレーション結果を比較するとともに、東京電力の事故報告書[3-9]の事象進展も参考にして、放出量が増加した期間について放出に寄与した原子炉を推定した。

3-3. 結果

本推定結果から、福島県東部の高汚染地域は、3 月 15 日の 2 号機と 3 号機からの放出によるものであり、主たる放出源は時間帯により異なることが示唆された。また、岩手県と宮城県の県境、及び霞ヶ浦周辺で 3 月 20～21 日に降水による汚染が形成され、前者は 3 号機、後者は 2 号機からの放出が原因と考えられる。

［参考文献］

[3-1] M. Chino et al., J. Nucl. Sci. Technol., 48, 1129-1134 (2011)., [3-2] G. Katata et al., J. Environ. Radioact., 109, 103-113 (2012)., [3-3] G. Katata et al., J. Environ. Radioact., 111, 2-12 (2012)., [3-4] H. Terada et al., J. Environ. Radioact., 112, 141-154 (2012)., [3-5] Kobayashi et al., J. Nucl. Sci., Technol., 50, 255-264 (2013)., [3-6] G. Katata et al., Atmospheric Chemistry and Physics, 15, 1029-1070 (2015)., [3-7] 西原ら, JAEA-Data/Code 2012-018 (2012)., [3-8] S. Mikami et al., J. Environ. Radioactiv., 139, 320-343 (2015)., [3-9] 東京電力, 福島原子力事故調査報告書 平成 24 年 6 月 20 日 (2012).

［永井 晴康］

４．マスバランス評価に基づくプラント全体での挙動把握（FP behavior based on mass balance）

4-1. Phebus FP プロジェクトから得られた知見と福島第一原子力発電所事故からの知見のギャップの解消

水化学部会としては、学会事故調に引き続き、廃炉検討委員会においても、汚染水評価を担当すると共に、2014 年の 4 部会合同企画セッションで議論された FP 挙動評価を担当している。特に、FP 挙動評価では、FP 挙動に係る人材の発掘と育成を目指し、将来の複数の部会よりなる研究専門委員会設立を見据えて、部会内に「FP 挙動」研究専門委員会準備会を組織した。これまで出版･公開されている Phebus FP プロジェクト関連の 100 余件論文を読み合わせ、プロジェクト全体の成果を教育用資料としてコンパクトにまとめると共、これまでの知見と実際に福島第一原子力発電所で見られた事象の差異を検討し、まとめつつある。本成果は、部会報告書として 2016 年度に出版する予定である。

4-2.前進法と後進法を結合した FP 挙動解析の提案

福島第一原子力発電所での過酷事故解析およびプラント内外での FP に関する測定が進み、両者の比較検討が少しずつ進められている。残念ながら、原子炉建屋内、格納容器内など発生源に近い箇所での測定は、まだ様々な制約があり、ごく一部のデータしか得られていないのが実情である。原子炉の燃料から放出された FP の移行、放出については過酷事故解析コードで解析、評価されている。詳細は本稿の第 2 章でも記載されているが、図 4.1 に模式的に示すように、事故の進展に沿って、現象を定量化して、FP の移行、放出を定量化するものである［4-1］。いわゆる、前進法解析（FEP: Forward Evaluation Procedures）である。一方で、環境側では、本稿 3 章に記載されているように、膨大な環境中の放射能、線量率データに基づき、プラントからの放出量の経時変化が求められている。また、汚染水として処理されているセシウムを中心とする放射能データの蓄積も進んでいる。まだ評価途上ではあるが、格納容器、サプレッションプールに設けられた CAMS (Containment Atmosphere Monitoring System)で測定された線量率、原子炉建屋内で測定された線量率などから、原子炉、格納容器内のデブリ中の主要核種の量、サプレッションプール水中に残留する福島第一原子力発電所、建屋床面、壁面に付着、蓄積する主要核種の量を推定することができる。こういった事故の結果事象データに基づいて、逆に移行量を求める手法［FEP に対して後進法解析（BEP: Backward Evaluation Procedures）と称する］を組み合わせると、FEP を適正に補完し、その評価精度を向上させることができると共に、プラントでの FP 挙動の全貌を描画することが可能となる。もちろん、これだけでは十分ではないが、前進法と後進法を合わせて、新たな測定データを加え、FP 挙動の実態把握を進めると共に、推測に頼らざるを得ない原子炉、格納容器ほかの、主要部の主要核種の残存量を明らかにして、今後のデブリ取出し、廃炉作業に少しでも寄与することを目指す。

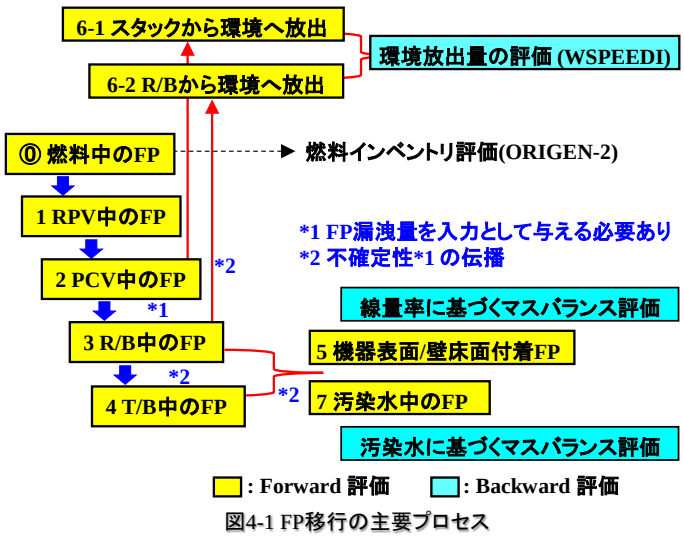


図4-1 FP移行の主要プロセス

4-3. マスバランス評価

環境データ、汚染水データそして線量率データより求めた放出量、残存量の和は、ORIGEN２コードで求めた初期インベントリの過半を超えている。最終的には、両アプローチからの値が合致することを目指す。

［参考文献］[4-1] S. Uchida, et al., “An approach toward Evaluation of FP Behavior in NPPs under severe accidents”, 16th Int. Topical Mtg. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16), Chicago, IL, USA, August 30-September 4, 2015

［内田俊介］

５. FP挙動に係わる基礎事象と新たな研究への挑戦（Fundamental aspects of FP behavior and challenge toward further research subjects）

福島第一原発（1F）廃止措置に向けたデブリ取出しや廃棄物処理処分のための技術開発においては、1F炉内外におけるセシウム（Cs）等のFPの分布と性状に関する知見を整備する必要がある。このためには、1Fシビアアクシデント（SA）事象解明を通じた炉内状況把握や環境動態評価の高度化等において重要なインプットとなる炉内ソースターム評価の精度向上が不可欠である。そこで我々はソースターム評価精度の向上のために必須となるFP放出移行挙動評価の高度化に向けて、放出移行挙動を支配するFPの化学挙動に着目した基礎研究をすすめている。本研究においては、FPの炉内各所での付着状況や環境放出において境界点となる格納容器内でのFPエアロゾル組成等、FP性状に関する知見やデータを取得する。

ソースタームやFP放出移行に関する研究ではこれまでにも多くの知見が得られてきているものの、未解明の事象・挙動も多い。そこで既往研究のレビューを行った結果に基づき、特にBWR-SAにおいて不確かさが大きいB_4C制御棒ブレード溶融崩落挙動、Cs等の炉内付着挙動、水蒸気欠乏雰囲気が及ぼすFP挙動への化学的影響等の1F特有の事象に着目して以下の課題をまず設定した。C

1. ホウ素放出速度及び熱水力条件の変化がFP化学挙動に与える影響の体系的評価
2. 圧力容器上部等構造材高温部へのCs化学吸着・反応挙動解明
3. 炉内で生成するFP化合物の熱力学／物性データベースの整備
4. FP放出移行再現実験技術及びFP化学形直接測定技術の開発

FPは複雑多元系である燃料から放出され、炉内構造材と相互作用を生じつつ、連続的に変化する温度・雰囲気条件下で非平衡的に複雑な化学挙動を示しながら炉内を移行していく。このようなFPの化学挙動の解明に向けて、我々の基礎研究では熱流動等の影響を極力排した単純な系においてFP放出移行を再現する実験を行い、測定により直接的にFPの化学形を取得し、それらの反応速度論を考慮した解析によりFP化学挙動に係わる知見やデータを蓄積する（図5-1）。これを基に、実際の複雑な条件を考慮してデータベースを拡張し、化学モデルの構築や高度化を行う。ほとんど知見が無いが炉内構造物に付着して線源となる可能性があるCs化学吸着のメカニズム解明に関する研究等、FP挙動の重要な素過程についても調べる。

現在までに、CsはFeや不純物のSiと化学反応を生じて構造材に吸着し、付着特性は温度や雰囲気に依存すること、またCsやヨウ素の化学挙動を決める制御ブレード溶融崩落時のホウ素の存在形態（ガス状ホウ素の放出速度）に不確かさが大きいこと等を明らかにした。FP放出移行再現装置のセットアップが完了したことから、今後は様々な試料を用いた再現実験を行ってデータの取得と解析を行い、FP化学挙動に関する知見の整備を進める。

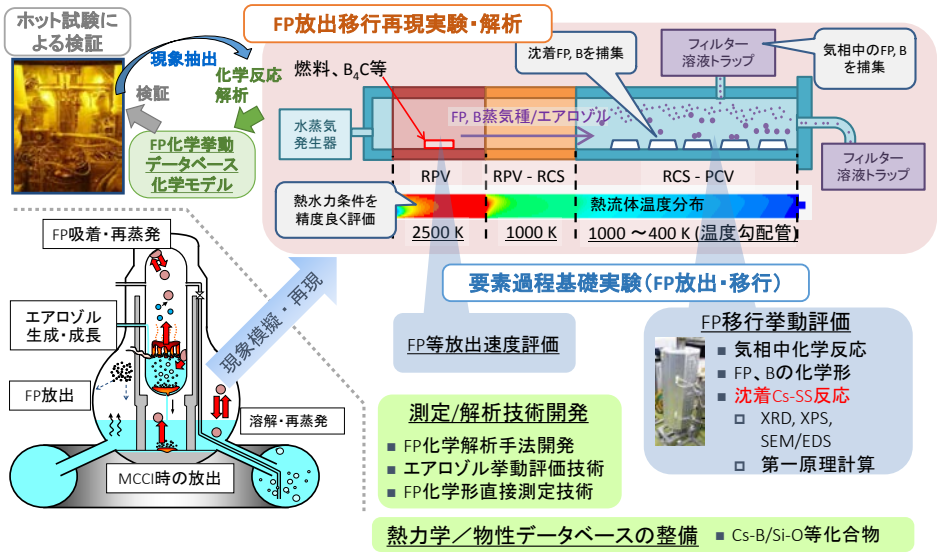


図5-1 FP化学挙動解明に向けた基礎研究

［逢坂 正彦、三輪周平，中島邦久，DiLemma Fidelma-Giulia，鈴木知史，永瀬文久］

６．おわりに

各部会においてそれぞれ独自にソースタームについての議論が進んでいるが、原子力プラントの過酷事故というスケールの大きな課題に対しては、総合的かつ俯瞰的な視点での解析評価が不可欠である。事故を多角的に見つめ、全体としてバランスの取れた評価が求められる。一方で、本稿の２．－５．の記載にも見られるように、まだ十分に解明されていない事象、現状で把握できていないデータも多い。こういった課題に対しては、今回参加した部会に留まらず、さらに多くの部会、学会員が参画できる総合的な研究専門委員会など、新しい受け皿を準備することで、ベテランから新人まで、様々な分野、階層の技術者、研究者が一同に介して、議論し、その結果をまとめることが肝要で、こういった活動を通して、ソースタームの予測技術の向上が期待され、ひいては原子炉の安全性向上に繋がるものと考えている。あわせて、懸案となっている技術転移の促進も期待できる。

核燃料部会、熱流動部会、計算科学技術部会、保健物理・環境科学部会、水化学部会
合同セッション

福島第一原子力発電所事故時の核分裂生成物挙動
—事故時の FP 挙動の概要と今後の総合的ソースターム解析への道—

Behavior of fission products in Fukushima Daiichi NPP under severe accidents
- Overview of FP behavior under accidents and approaches toward advanced source term analysis -

*内藤 正則[1] *永井 晴康[2] *内田 俊介[1] *逢坂 正彦[2] 越塚 誠一[3]
[1]エネ総研，[2]JAEA、[3]東大

１．はじめに

「福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会」における調査活動およびその議論において、事故時のソースタームの評価に従来の評価ベースでは、説明できない事象が散見された。廃炉検討委員会においても、ソースターム評価を重要課題の一つとして取り扱っている。本合同企画セッションでは、各部会での最近の活動状況を紹介し、先の合同企画セッションの結論である「部会の枠を越えた新たな検討組織設立と研究人材の育成」に向けた建設的な意見交換を行うことを目的として、企画されたものである。

ソースタームを、発生･移行経路に沿ってみると、以下のように大きく３つに分けられる。

１）FP の生成、蓄積と燃料からの放出 ［核燃料部会］

過去の研究の蓄積が膨大にあり、発生量は、ORIGEN コード他に集大成されている。燃料温度の上昇と共に、その融点を超えた高揮発性 FP の過半は気相中へ放出され、温度の低下と共に一部が微粒子化して固液界面面に沈着、または溶液中に溶解する。融点が高い固体状 FP の大部分は燃料体に残る。ただし、上記では燃料の形状（比表面積）変化や非平衡状態をとる可能性があり、下記移行評価における予測と現実の乖離を説明するためには、これらの挙動を加味する必要があるものと考える。

２）原子炉冷却系、格納容器内の液相･気相中の FP 移行と除去 ［熱流動、計算科学技術、水化学部会］

冷却水の流動解析により、気液の移動を解析し、流れに沿ってのガス状、粒子状、可溶性の FP を評価する。評価手法は過酷事故解析コードに集大成されている、コードの妥当性評価は PHEBUS FP プロジェクト他の模擬実験のデータを用いて実施されている。残念ながら、現状では福島第一原子力発電所の原子炉、格納容器内での FP に関する実測値が少なく、過酷事故解析コードの妥当性を直接立証することは難しい。

３）格納容器から建屋内外、環境への放出 ［保健物理・環境科学、水化学部会］

環境での測定データに基づく原子炉建屋からの放出 FP 量の評価、汚染水として処理される FP 量の評価を通して、格納容器、原子炉建屋からの放出量の把握が進んでいる。格納容器外での FP データに基づいて、格納容器内部の挙動評価の妥当性評価を行い、過酷事故解析コードの妥当性確認と必要な改良を行うことが有益である。

本セッションでは、部会に固有の視点から、実機事故の評価に基づく、FP 挙動評価における新しい知見、問題点を集め、議論することにより、事故時の FP 挙動を把握、整理すると共に、複数の部会にまたがる境界領域の課題として、今後の総合的なソースターム解析への道筋を明確し、新しい研究計画立案に資する。

*Masanori Naitoh[1] Haruyasu Nagai[2], Shunsuke Uchida[1], Masahiko Oshaka[2] and Seiichi Koshizuka[3]

[1]Institute of Applied Energy., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]University of Tokyo .

２．事故時の FP 挙動評価の概要（Evaluation of FP behavior under accidents）

2-1. SAMPSON コードにおける FP 挙動の評価手法

① FP インベントリ：ORIGEN をベースとした JAEA データ(JAEA-Data/Code 2012-18)

② 燃料ペレットからの FP 放出：

(a) 結晶粒内は濃度拡散で移動し、粒界に到達した FP は直ちに燃料ペレットと被覆管のギャップに蓄積される。

(b) 被覆管が損傷あるいは溶融すると、ギャップに存在していた FP は冷却材中に放出される。

③ 放出された FP の移行

(c) FP 核種の沈着などの移行過程と、物質の流れによって運ばれる輸送過程を評価。このとき、以下の現象を考慮する。

- 核形成による気体状 FP 核種から粒子への変換
- 自由エネルギ最小化法による化学形態変化過程（FP 化合物：CsOH,CsI,I_2,HI,HOI,Te_2,H_2Te）
- 多成分エアロゾルの成長
- 構造物表面への FP 核種の凝縮や吸着
- スプレイによるエアロゾル除去
- エアロゾルの壁面や床への沈着、壁面からの再蒸発、再浮遊
- 冷却材中への FP 核種の溶解
- スクラビングによるエアロゾル除去

2-2. 結果（1 号機の例）

図 1, 2 に SAMPSON による 1 号機解析の結果を示す。

2-3. 課題

SAMPSON で解析された FP の環境への放出量は、環境 MP 等での実測値に基づく逆計算の結果より桁違いに少ない。この原因は主に、(a) FP の壁面付着量と(b) サプレッションプール(S/P)におけるスクラビング効果を過大評価している点にあると考えられる。特に後者については次の点を考慮して物理モデルの改良あるいは新規追加が必要と考えている。

S/P では温度成層化により、上部の水温はほぼ飽和温度に達していたと考えられる。この場合、S/P に放出された蒸気(FP を含む)は不完全凝縮を起す。また、ウェットウェルベントの際には、減圧沸騰に伴う液滴のエントレンメントが無視できない。このような現象を考慮してスクラビング効果のモデルを検討する必要がある。

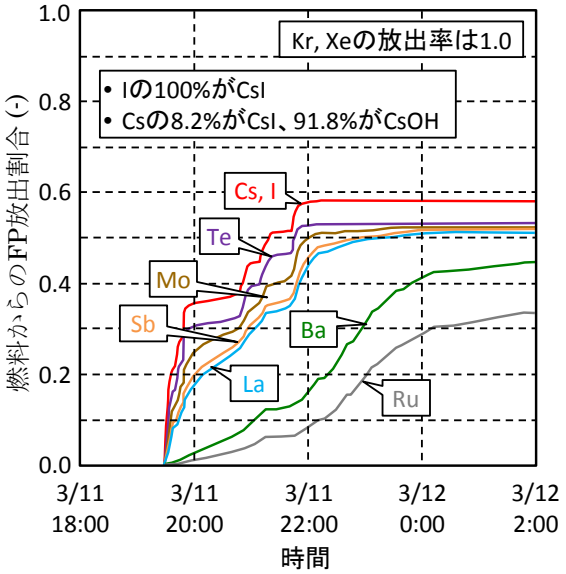


図 1 燃料からの FP 放出

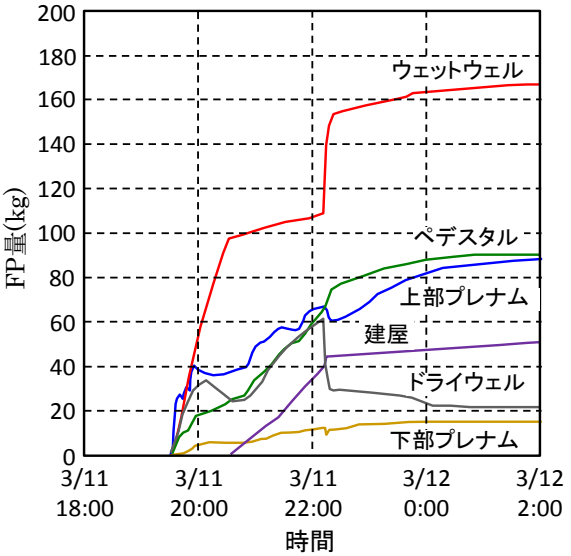


図 2 FP 移行挙動

［内藤 正則］

３．環境測定に基づく放出量評価（Evaluation of FP release based on the environment data）

3-1. 緒言

2011 年 3 月に起きた福島第一原発事故による環境影響や公衆の被ばく線量を評価する上で、放射性物質の大気中への放出量と拡散状況を明らかにすることは重要である。原子力機構では、環境モニタリングデータと緊急時大気拡散予測システム WSPEEDI を用いた大気拡散シミュレーションに基づき、放射性物質の大気放出量推定と大気拡散解析を行ってきた[3-1 – 3-4]。また、海洋中放射性核種移行モデル SEA-GEARN を用いた海洋拡散シミュレーション結果から、大気放出量の補正を試みた[3-5]。この放出量推定結果は、他の推定結果との比較や多くの大気拡散モデルの入力として用いることで妥当性が確認され、国連科学委員会（UNSCEAR）2013 年レポートにおいて、モニタリング結果に最も即した放出源情報として事故影響評価に利用された。しかし、UNSCEAR2013 レポートで今後の課題として指摘されているように、この放出量推定には不確実性があり、さらなる新規データの利用や解析手法の改良により改善する必要がある。そこで、新たな環境モニタリングデータの利用と WSPEEDI の沈着過程の精緻化により詳細な放出量推定を行った[3-6]。この推定放出量を用いた大気拡散計算によって、航空サーベイによる放射性ヨウ素・セシウム沈着量分布が良好に再現された。さらに、環境モニタリングデータと炉内インベントリの ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比を比較することで、各原子炉における期間ごとの放出状況の推定を試みた。

3-2.手法

炉内インベントリの ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比は、燃料の燃焼度により異なることから、福島第一原発の 1、2、3 号機の炉内インベントリは、それぞれ固有の ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比を持っている。西原ら[3-7]の炉内インベントリ解析で得られた放射能比が炉内で一様に分布すると仮定し、^{134}Cs と ^{137}Cs の環境放出から大気拡散、地表沈着、土壌中移行までのプロセスが同等であることを考えると、三上ら[3-8]の環境モニタリングによる沈着量測定における ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比から、その地表汚染への各原子炉からの放出の寄与を評価することができる。この関係と上記推定放出量[3-6]を用いた WSPEEDI の大気拡散シミュレーション結果を比較するとともに、東京電力の事故報告書[3-9]の事象進展も参考にして、放出量が増加した期間について放出に寄与した原子炉を推定した。

3-3. 結果

本推定結果から、福島県東部の高汚染地域は、3 月 15 日の 2 号機と 3 号機からの放出によるものであり、主たる放出源は時間帯により異なることが示唆された。また、岩手県と宮城県の県境、及び霞ヶ浦周辺で 3 月 20～21 日に降水による汚染が形成され、前者は 3 号機、後者は 2 号機からの放出が原因と考えられる。

［参考文献］

[3-1] M. Chino et al., J. Nucl. Sci. Technol., 48, 1129-1134 (2011)., [3-2] G. Katata et al., J. Environ. Radioact., 109, 103-113 (2012)., [3-3] G. Katata et al., J. Environ. Radioact., 111, 2-12 (2012)., [3-4] H. Terada et al., J. Environ. Radioact., 112, 141-154 (2012)., [3-5] Kobayashi et al., J. Nucl. Sci., Technol., 50, 255-264 (2013)., [3-6] G. Katata et al., Atmospheric Chemistry and Physics, 15, 1029-1070 (2015)., [3-7] 西原ら, JAEA-Data/Code 2012-018 (2012)., [3-8] S. Mikami et al., J. Environ. Radioactiv., 139, 320-343 (2015)., [3-9] 東京電力, 福島原子力事故調査報告書 平成 24 年 6 月 20 日 (2012).

［永井 晴康］

４．マスバランス評価に基づくプラント全体での挙動把握（FP behavior based on mass balance）

4-1. Phebus FP プロジェクトから得られた知見と福島第一原子力発電所事故からの知見のギャップの解消

水化学部会としては、学会事故調に引き続き、廃炉検討委員会においても、汚染水評価を担当すると共に、2014 年の 4 部会合同企画セッションで議論された FP 挙動評価を担当している。特に、FP 挙動評価では、FP 挙動に係る人材の発掘と育成を目指し、将来の複数の部会よりなる研究専門委員会設立を見据えて、部会内に「FP 挙動」研究専門委員会準備会を組織した。これまで出版･公開されている Phebus FP プロジェクト関連の 100 余件論文を読み合わせ、プロジェクト全体の成果を教育用資料としてコンパクトにまとめると共、これまでの知見と実際に福島第一原子力発電所で見られた事象の差異を検討し、まとめつつある。本成果は、部会報告書として 2016 年度に出版する予定である。

4-2.前進法と後進法を結合した FP 挙動解析の提案

福島第一原子力発電所での過酷事故解析およびプラント内外での FP に関する測定が進み、両者の比較検討が少しずつ進められている。残念ながら、原子炉建屋内、格納容器内など発生源に近い箇所での測定は、まだ様々な制約があり、ごく一部のデータしか得られていないのが実情である。原子炉の燃料から放出された FP の移行、放出については過酷事故解析コードで解析、評価されている。詳細は本稿の第 2 章でも記載されているが、図 4.1 に模式的に示すように、事故の進展に沿って、現象を定量化して、FP の移行、放出を定量化するものである［4-1］。いわゆる、前進法解析（FEP: Forward Evaluation Procedures）である。一方で、環境側では、本稿 3 章に記載されているように、膨大な環境中の放射能、線量率データに基づき、プラントからの放出量の経時変化が求められている。また、汚染水として処理されているセシウムを中心とする放射能データの蓄積も進んでいる。まだ評価途上ではあるが、格納容器、サプレッションプールに設けられた CAMS (Containment Atmosphere Monitoring System)で測定された線量率、原子炉建屋内で測定された線量率などから、原子炉、格納容器内のデブリ中の主要核種の量、サプレッションプール水中に残留する福島第一原子力発電所、建屋床面、壁面に付着、蓄積する主要核種の量を推定することができる。こういった事故の結果事象データに基づいて、逆に移行量を求める手法［FEP に対して後進法解析（BEP: Backward Evaluation Procedures）と称する］を組み合わせると、FEP を適正に補完し、その評価精度を向上させることができると共に、プラントでの FP 挙動の全貌を描画することが可能となる。もちろん、これだけでは十分ではないが、前進法と後進法を合わせて、新たな測定データを加え、FP 挙動の実態把握を進めると共に、推測に頼らざるを得ない原子炉、格納容器ほかの、主要部の主要核種の残存量を明らかにして、今後のデブリ取出し、廃炉作業に少しでも寄与することを目指す。

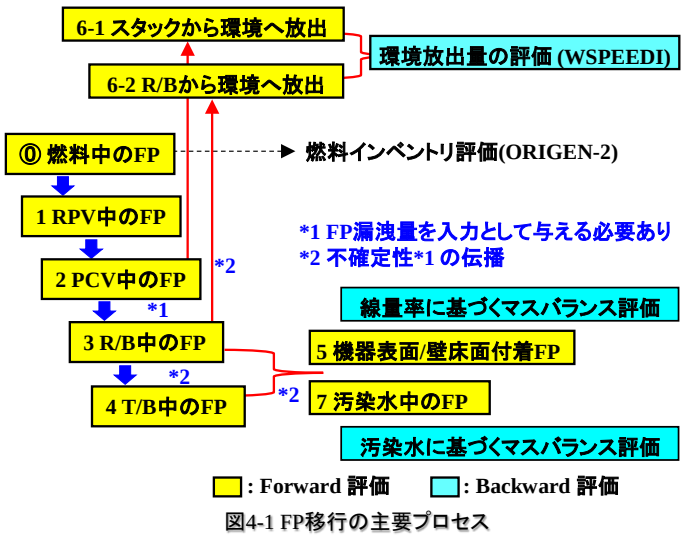


図4-1 FP移行の主要プロセス

4-3. マスバランス評価

環境データ、汚染水データそして線量率データより求めた放出量、残存量の和は、ORIGEN２コードで求めた初期インベントリの過半を超えている。最終的には、両アプローチからの値が合致することを目指す。

［参考文献］[4-1] S. Uchida, et al., “An approach toward Evaluation of FP Behavior in NPPs under severe accidents”, 16th Int. Topical Mtg. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16), Chicago, IL, USA, August 30-September 4, 2015

［内田俊介］

５. FP挙動に係わる基礎事象と新たな研究への挑戦（Fundamental aspects of FP behavior and challenge toward further research subjects）

福島第一原発（1F）廃止措置に向けたデブリ取出しや廃棄物処理処分のための技術開発においては、1F炉内外におけるセシウム（Cs）等のFPの分布と性状に関する知見を整備する必要がある。このためには、1Fシビアアクシデント（SA）事象解明を通じた炉内状況把握や環境動態評価の高度化等において重要なインプットとなる炉内ソースターム評価の精度向上が不可欠である。そこで我々はソースターム評価精度の向上のために必須となるFP放出移行挙動評価の高度化に向けて、放出移行挙動を支配するFPの化学挙動に着目した基礎研究をすすめている。本研究においては、FPの炉内各所での付着状況や環境放出において境界点となる格納容器内でのFPエアロゾル組成等、FP性状に関する知見やデータを取得する。

ソースタームやFP放出移行に関する研究ではこれまでにも多くの知見が得られてきているものの、未解明の事象・挙動も多い。そこで既往研究のレビューを行った結果に基づき、特にBWR-SAにおいて不確かさが大きいB_4C制御棒ブレード溶融崩落挙動、Cs等の炉内付着挙動、水蒸気欠乏雰囲気が及ぼすFP挙動への化学的影響等の1F特有の事象に着目して以下の課題をまず設定した。C

1. ホウ素放出速度及び熱水力条件の変化がFP化学挙動に与える影響の体系的評価
2. 圧力容器上部等構造材高温部へのCs化学吸着・反応挙動解明
3. 炉内で生成するFP化合物の熱力学／物性データベースの整備
4. FP放出移行再現実験技術及びFP化学形直接測定技術の開発

FPは複雑多元系である燃料から放出され、炉内構造材と相互作用を生じつつ、連続的に変化する温度・雰囲気条件下で非平衡的に複雑な化学挙動を示しながら炉内を移行していく。このようなFPの化学挙動の解明に向けて、我々の基礎研究では熱流動等の影響を極力排した単純な系においてFP放出移行を再現する実験を行い、測定により直接的にFPの化学形を取得し、それらの反応速度論を考慮した解析によりFP化学挙動に係わる知見やデータを蓄積する（図5-1）。これを基に、実際の複雑な条件を考慮してデータベースを拡張し、化学モデルの構築や高度化を行う。ほとんど知見が無いが炉内構造物に付着して線源となる可能性があるCs化学吸着のメカニズム解明に関する研究等、FP挙動の重要な素過程についても調べる。

現在までに、CsはFeや不純物のSiと化学反応を生じて構造材に吸着し、付着特性は温度や雰囲気に依存すること、またCsやヨウ素の化学挙動を決める制御ブレード溶融崩落時のホウ素の存在形態（ガス状ホウ素の放出速度）に不確かさが大きいこと等を明らかにした。FP放出移行再現装置のセットアップが完了したことから、今後は様々な試料を用いた再現実験を行ってデータの取得と解析を行い、FP化学挙動に関する知見の整備を進める。

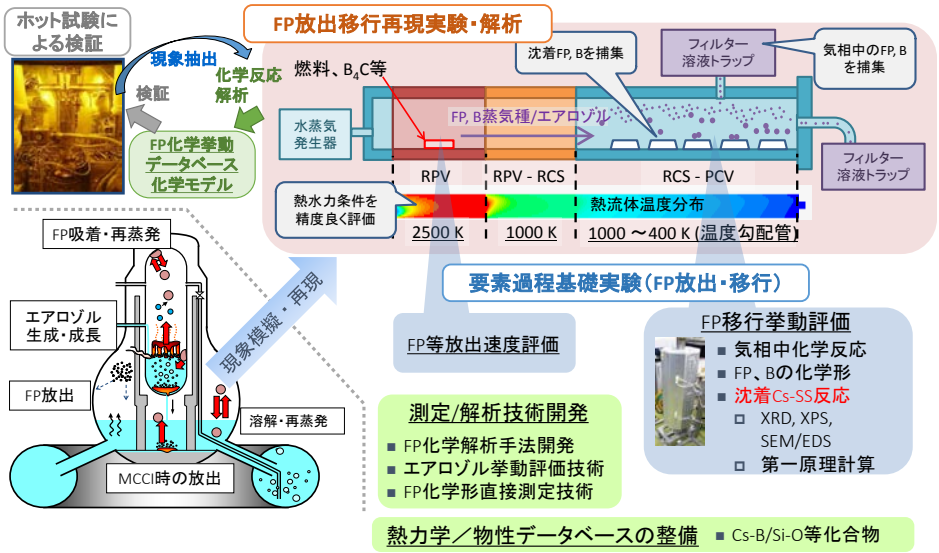


図5-1 FP化学挙動解明に向けた基礎研究

［逢坂 正彦、三輪周平，中島邦久，DiLemma Fidelma-Giulia，鈴木知史，永瀬文久］

６．おわりに

各部会においてそれぞれ独自にソースタームについての議論が進んでいるが、原子力プラントの過酷事故というスケールの大きな課題に対しては、総合的かつ俯瞰的な視点での解析評価が不可欠である。事故を多角的に見つめ、全体としてバランスの取れた評価が求められる。一方で、本稿の２．－５．の記載にも見られるように、まだ十分に解明されていない事象、現状で把握できていないデータも多い。こういった課題に対しては、今回参加した部会に留まらず、さらに多くの部会、学会員が参画できる総合的な研究専門委員会など、新しい受け皿を準備することで、ベテランから新人まで、様々な分野、階層の技術者、研究者が一同に介して、議論し、その結果をまとめることが肝要で、こういった活動を通して、ソースタームの予測技術の向上が期待され、ひいては原子炉の安全性向上に繋がるものと考えている。あわせて、懸案となっている技術転移の促進も期待できる。

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：Committee on Nuclear Non-Proliferation, Safeguards and Security

Sun. Mar 27, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sun. Mar 27, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B Lecture Rooms B B101

[TN04] Challenges and Proposal on Nuclear Safety and Security (2S)

Chair: Hiroshi Miyano (Nuclear Safety Committee, Standards Committee, AESJ)

[TN0401] (1)Overview of SS Subcommittee Meeting

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

[TN0402] (2)Assessment of Sabotage Target and Protected Area/Equipments

＊Shigeki Arai[1] (1.SS Subcommittee, AESJ)

[TN0403] (3)Importance of Insider Detection Measures and Investigation of New Detection System

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

[TN0404] (4)Rational Decision Making on Sabotage Countermeasures

＊Mitsutoshi Suzuki[1] (1.SS Subcommittee, JAEA)

[TN0405] (5)Necessity of Comprehensive Nuclear Security Measures based on Interface of Nuclear Safety and Secuirty

＊Seishi Nishida[1] (1.SS Subcommittee, St. Marianna University School of Medicine)

[TN0406] (6)Experiences and Challenges on Nuclear Seurity Culture-building and Education

＊Yo Nakamura[1] (1.SS Subcommittee, JAEA)

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション
「原子力における 2S（原子力安全と核セキュリティ）に係る課題と提言」

（1）原子力学会ＳＳ分科会活動の概要

(1) Overview of SS Subcommittee Meeting

*出町 和之[1]、宮野 廣[2]、西田 誠志[3]、荒井 滋喜[4]、鈴木 美寿[5]、木村 祥紀[5]、中村 陽[5]
成宮 祥介[6]、鈴木 正昭[1]
[1]東京大学，[2]法政大学，[3]原子力学会・核不拡散等連絡会，[4]原子力学会、
[5]日本原子力研究開発機構、[6]関西電力

Ⅰ．はじめに

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故では、報道やインターネットを通して事故の原因や事故対応の経過が、世界に向けて詳細に発信された。すなわち、原子力発電所の枢要機器を破壊することにより、福島第一原子力発電所事故と同様の事象を人為的に実現できる可能性があることが、これら枢要機能の一部が外部電源設備など従来の防護エリアの外にあるという事実も併せて報道を通じてテロリストを含む全世界の人間に発信された。これにより、原子力発電所はテロリストなど悪意を持った者・集団にとって魅力的かつ効果的な攻撃ターゲットとして認識されている可能性がある。

世界の主要各国では核セキュリティに対する取り組みが強化され始めている。2010 年にはワシントン D.C. にて第 1 回核セキュリティサミットが開催された。2012 年にはソウルにて第 2 回核セキュリティサミットが開催され、同年 9 月には日本においても原子力規制庁による原子力発電所の新規制基準にテロ対策に関する項目が新設された。また 2014 年にはハーグにて第 3 回核セキュリティサミットが開催され、2016 年のワシントンでの第 4 回開催も決定している。

核セキュリティとは、核物質、その他の放射性物質、その関連施設及びその輸送を含む関連活動を対象とした犯罪行為又は故意の違反行為の防止、検知及び対応（原子力委員会報告書「核セキュリティの確保に対する基本的な考え方」H23）である。一方、原子力安全とは、適切な運転条件、事故の防止または事故の影響の緩和を達成することによって、不要な放射線の危険性から作業者、公衆、および環境を防護することである。そこで、対象を原子力プラントに絞って考えてみると、原子力安全と核セキュリティの共通の最終目標は、原子力プラントの安全上重要な機能の喪失リスクを科学的・合理的に可能な限り下げることであると言える。ただし、安全機能喪失に至るシナリオの起因事象が原子力安全の場合は内部・自然ハザードであり、核セキュリティの場合は人為ハザードである、という違いがあるのみである。

核セキュリティにおける脅威には、核物質の盗取(Theft)、放射性物質の散布(Radiation Disperse)、食物、水、空気の汚染(Contamination)、不法アクセス（Illegal Access)、不法移転（Illegal Transfer)、そして妨害破壊行為(Sabotage)などがある。特定の核物質の盗取は核爆弾の製造につながる可能性があるなど重大な脅威のひとつであり、放射性物質の散布や食物、水、空気の汚染は社会・環境への影響が大きい。ここで原子力発電所の安全のための核セキュリティに絞って考えると、妨害破壊行為(Sabotage)行為以外の脅威は、その結果として原子力発電所の安全機能の喪失につながる可能性は低いと考えられる。一方、前述のように、福島第一発電所事故の教訓により我々は、原子炉は安全上の重要機器が重畳して機能を失う

*Kazuyuki Demachi[1], Hiroshi Miyano[2], Seishi Nishida[3], Shigeki Arai[4], Mitsutoshi Suzuki[5], Yoshiki Kimura[5], Yo Nakamura[5], Shosuke Narumiya[6], Masaaki Suzuki[1]
[1] Univ. of Tokyo, [2] Hosei Univ., [3] AESJ Nuclear Non-Proliferation, Safeguard, Nuclear Security Network, [4] AESJ, [5] JAEA, [6] KEPCO

ことでメルトダウンに至る重大事故が起こり得ることを知った。すなわち人為的に安全上の重要機器を重畳して破壊し得る妨害破壊行為(Sabotage)は、原子力プラントの核セキュリティでまず着目すべき最たる脅威であると言える。

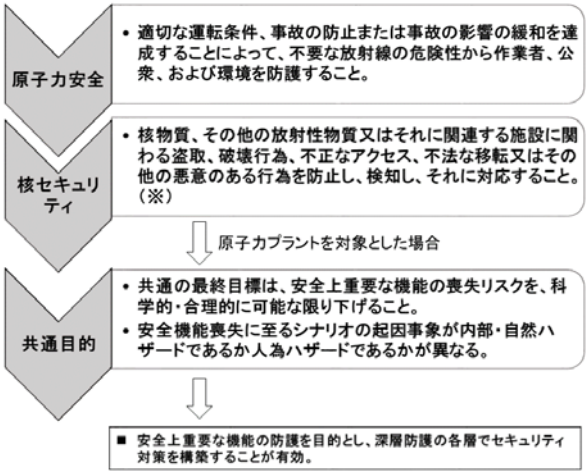


図１：原子力安全と核セキュリティの共通の目標

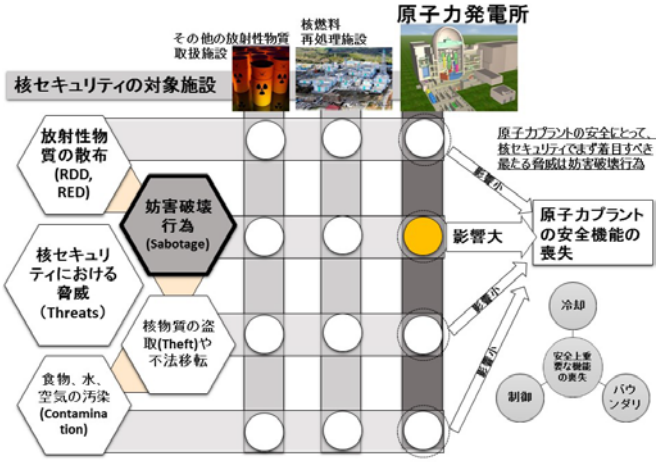


図２：核セキュリティにおける脅威と原子力プラントの安全機能喪失

Ⅱ．内部脅威者の関わる妨害破壊行為

妨害破壊行為者は外部脅威者（アウトサイダー）と内部脅威者（インサイダー）、およびその両者の協力の、大きく３つに分類される。外部脅威者とは原子力施設関係者ではない第三者を意味しており、また外部脅威者による妨害破壊行為は、外部から監視区域や枢要区域に侵入し、安全機能の破壊を行うことを主な目的とする。内部脅威者とは原子力プラント作業員など施設関係者であり、その妨害破壊行為は施設内部へのアクセス権限を有するという特性から、重要設備の機能喪失・アクシデントマネジメントの妨害・メンテナンスや監視の放棄など、多種多様の可能性がある。また両者が協力して、例えば内部脅威者が外部脅威者の侵入を手引きする場合には、外部脅威者を対象とした既存の侵入防止・検知設備の多くが機能しない可能性もある。

以上の３タイプの妨害破壊行為者を比較すると、緊急に対策を講じる必要性が高いのは、２つの理由から内部脅威者が関わる妨害破壊行為であると考えられる。

まず１つめの理由として挙げられるのが、日本においては内部脅威者に対する対策が海外に比べて遅れているという点である。米国などでは原子力施設の作業員を雇用する際には雇用前背景調査を入念に行い、原子力施設に脅威を及ぼす可能性を減らすのが一般的なのだが、日本においては背景調査が海外と比して十分とは言えない。また、日本の核施設におけるセキュリティ設備は外部からの侵入を監視し検知するためのものが主であり、内部脅威者が関わる妨害破壊行為を監視し検知する設備はほとんどないと言える。

２つめの理由として挙げられるのが、内部脅威者には重要設備への高いアクセス権がある場合があること、そして、高い専門的知識を有する場合があることである。アクセス権や専門的知識を有する内部脅威者が関わる妨害破壊行為は、それ以外の妨害破壊行為に比べて効果的かつ迅速に目的を完遂させる能力が高いと考えられる。このため、内部脅威者が関わる妨害破壊行為には、外部脅威者単独の場合と同等か、それ以上の対策を講じる必要がある。

Ⅲ．内部脅威者妨害破壊行為への対策の流れ

一般的に、核セキュリティにおける対策は、予防、検知、遅延、対応の４つの段階から成る。内部脅威者が関わる妨害破壊行為を対象とする場合、留意すべき点を下記に述べる。

予防： 二人ルールや身上調査などの対策が提案されている。二人ルール実施の際の注意点を検討すると共に、身上調査で先行している海外の例を参考にする必要がある。

検知： 内部脅威者の妨害破壊行為および外部脅威者への協力行為は、通常作業との違いを判別しづらいという難点がある。これらの行為を高精度かつ高感度に検知する新技術の開発が望ましい。

遅延： 通常の遅延設備は、外部脅威者を対象に設計されている。内部脅威者は、各設備にアクセス権限を所有していることが特徴であり、これに対する遅延対策を新たに構築する必要がある。

対抗： 我が国における対応は、警備員などから通報を受けた警察官が、現場に急行し、悪意ある行為者の敵対行為の無力化を行う。これに対し海外では原子力発電所が自前の対応部隊を有しており、迅速な対応が可能である。我が国で発電所が自前の対応部隊を持つことの利点と欠点を議論しておく必要がある。また人質を取られた時の対抗について、原子力発電所の安全確保と比較して検討しておく必要がある。

Ⅳ. 本研究の目的

ＳＳ分科会では、原子力発電所における内部脅威者に対する核セキュリティ対策について、以下の６点について論点を報告書に纏めることを目的とした。また、その一部については解決策も提言した。

① 内部脅威者の関わる原子力発電所への妨害破壊行為の分類。
② 内部脅威者妨害破壊行為のターゲット抽出とシナリオの想定。
③ 内部脅威者の関わる原子力発電所への妨害破壊行為に有効な予防・検知・遅延・対抗手段の検討。
④ 内部脅威者への対応についての海外の例の調査、および我が国に導入した場合の検討。
⑤ 原子力安全と核セキュリティとのインターフェイスのための検討。

今回は４件５件のシリーズ発表にて、これらについて解説する。

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション
「原子力における 2S（原子力安全と核セキュリティ）に係る課題と提言」

（2）妨害破壊行為者のターゲット及び防護すべき区域（設備）の評価

(2) Identification of Vital Areas

**荒井 滋喜[1]，鈴木 美寿[2]，出町 和之[3]，宮野 廣[4]
[1]日本原子力学会，[2]日本原子力研究開発機構，[3]東京大学，[4]法政大学

1. はじめに

新規制基準では外部事象として自然災害、人為的要因等が考慮されるようになり、地震、津波等についての PRA が議論されている。しかし、同様に考慮が必要な妨害破壊行為については、どのような評価を行うべきか検討が必要な状況と考えられる。

一方、IAEA の Technical Guidance(TG) として、次の資料がある。

IAEA Nuclear Security Series No.16 "Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities"

妨害破壊行為者が、発電所に想定以上の放射性物質の放出を起こさせるシナリオを実現させるため、発電所に侵入して機器等を機能喪失させる。上記の TG は、最小限、何処を破壊すれば想定以上の放射性物質の放出に至らしめることができるかを分析するものである。これにより、発電所に妨害破壊行為があった場合でも、想定以上の放射性物質の放出を防ぐため、必ず防護しなければならない区域を特定でき、接近することを困難にする等により、セキュリティ強度の高い発電所の設計が可能となる。

新規制基準においては、重大事故に至るおそれがある事故として、BWR では 8 シーケンスが示されている。これらのシーケンスが実現されると、発電所に想定以上の放射性物質の放出が起こる可能性がある。

ここでは妨害破壊行為者が、この 8 シーケンスのうち次の 2 シーケンスにしたがって機器等を機能喪失させ、放射性物質の放出を起こさせようとすることを考える。

・「高圧・低圧注水機能喪失」シーケンス
・「全交流動力電源喪失」シーケンス

この時、発電所のどの区域に侵入されると厳しい結果になるかを上記の TG に従って試評価し、TG の有効性について確認することとする。標的のプラントとしては、福島第一 5 号機(1F-5)を想定する。

2. 「高圧・低圧注水機能喪失」シーケンスに基づく妨害破壊行為

2-1.「高圧・低圧注水機能喪失」シーケンスと妨害破壊行為者のターゲット

新規制基準ではこのシーケンスは次のように定義されている。

・運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(冷却材喪失事故(LOCA)を除く。)の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉の減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失して、炉心の著しい損傷に至る。

新規制基準ではこのシーケンスでも炉心の損傷が生じないように、対策を取ることを求めており、代替の注入設備として可搬式の注入設備(AMLPCI)が設けられているとする。

したがって、発電所に想定以上の放射性物質の放出を起こさせるため、妨害破壊行為者が行う行為は、初期事象の発生と、設備(1F-5 を想定)として RCIC(原子炉隔離時冷却系)、HPCI(高圧注入系)、LPCI(低圧注入系)、CS(炉心スプレイ系)、AMLPCI の機能喪失になる。

* Shigeki Arai[1], Mitsutoshi Suzuki[2] , Kazuyuki Demachi[3] , Hiroshi Miyano
[1]AESJ, [2]JAEA, [3]Tokyo Univ., [4]Hosei Univ.

2-2. IAEA の Technical Guidance(TG)にしたがった評価

(1)初期事象

・放射性物質の過大放出(HRC：High Radiological Consequence)を発生させるための初期事象(1E1)として、「運転時の異常な過渡変化」の発生を考える。

・妨害破壊行為者が初期事象を起こすシナリオについては、本来十分な評価が必要であるが、ここでは、試評価でもあることから、単純に、タービン建屋に設置されているタービン系の主要設備を破壊することによる過渡変化を考える。これにより原子炉が隔離状態となる。

(2)設備の構成と設置区域

・2-1 項で示した機能喪失させるべき設備(システム)を S1～S5 の略称で示す。各システムについては、冗長化されているかどうかを、トレイン(T)により示す。

・次に各トレインを構成する機器(C)を、 C1：ポンプ、C2：タービン、C3：配管、C4：弁、C5：電気計装制御機器のように明確化させる。

・妨害破壊行為者は、上記に示された機器の機能を喪失させるため、機器の設置場所にアクセスする必要があるため、各機器の設置場所(L)を定義する。

(3)数式化

数式化に用いる記号の意味は下表のとおりである。

Symbol	Operation
+	OR
*	AND

放射性物質の過大放出(HRC)を発生させるため、「高圧・低圧注水機能喪失」シーケンスに基づく妨害破壊行為を SEQ1 すれば以下となる。

HRC=SEQ1

SEQ1 は、初期事象(1E1)が発生しさらに S1～S5 の全てのシステムが機能喪失すれば成立する。また各トレインは、いずれかの機器の機能喪失で、機能が喪失する。したがって、以下のように数式化することができる。

HRC = 1E1*S1*S2*S3*S4*S5

S1 = T1、S2 = T2、S3 = T3*T4、S4 = T5*T6、S5 = T7

T1 = C1+C2+C3+C4+C5+C6、T2=・・・

これらの式の各項を、初期事象についてはその発生区域、機器については設置されている区域に置き換える。ついで Boolean algebra を用いて簡略化すると以下の式となる。

T1 = L5+L5+L6+L6+L6+L9 = L5+L6+L9、T2=・・・

S1 = T1 = L5+L6+L9、S2=・・・

HRC = 1E1*S1*S2*S3*S4*S5 = L1*L2*L3*L4*L5*L7 + L6*L7 + L7*L9

以上に導かれた数式により、妨害破壊行為者に 3 つの区域セット(L1*L2*L3*L4*L5*L7、L6*L7、L7*L9)のいずれかに侵入されると HRC が発生することがわかる。

HRC を防ぐため、必ず防護しなければならない区域の特定は、HRC の補集合を考え、Boolean algebra を用いて簡略化することで求められる。補集合を下線で示すと以下の式が得られる。

$\underline{HRC} = \underline{L7} + \underline{L6}*\underline{L9}*\underline{L1} + \underline{L6}*\underline{L9}*\underline{L2} + \underline{L6}*\underline{L9}*\underline{L3} + \underline{L6}*\underline{L9}*\underline{L4} + \underline{L6}*\underline{L9}*\underline{L5}$

ここで、HRCは、放射性物質の過大放出(HRC)の防止を、L7は、L7 へのアクセスが防止されることを示している。その他も同様である。

この式により、L7 を防護するか、L6 および L9 および(L1～L5 のどれか一つ)を防護すれば、HRC を避けることができることがわかる。

(4)評価

以上のように、IAEA の Technical Guidance(TG)を用いて分析することで、防護すべき特定の区域が抽出されるものと考えられる。

なお、もう一つのシーケンスである「全交流動力電源喪失」シーケンスについても、同様に評価することができる。

3. 海外の事例

前節で行った評価は試評価に過ぎないが、プラントとして行った例として WH 社のものがある。

参考文献：NUREG/CR-1345 SAND80-0477/1　Nuclear Power Plant Design Concepts for Sabotage Protection, David M. Ericson, et al.

WH 社の標準原子炉施設(SNUPPS)に対して評価した結果（SNUPPS：4 ループ PWR、1188MWe)、

・56 項からなる HRC の式が得られた。

内訳は、5 項：1 箇所の損傷で HRC 発生
30 項：2 箇所の損傷で HRC 発生
18 項：3 箇所の損傷で HRC 発生
3 項：4 箇所の損傷で HRC 発生

・この補集合を考えることにより、防護しなければならない区域として 2304 項が特定され、最小の防護区域としては 17 箇所、最大で 24 箇所となった。したがって、この 17 箇所を防護できれば、妨害破壊行為から HRC を防ぐことができることになる。

・この結果に対し、上記の区域への接近を防止するため、設計変更案が考慮された。また、上記の区域に対してどの様な経路で侵入することが時間的に早いか、検知されずにアクセスすることが出来るか、物理的な障壁はどうか等について評価し、妨害破壊行為に脆弱な区域を探すことが考えられた。

4. まとめ

原子炉施設に妨害破壊行為があった場合でも過大な放射性物質の放出を防ぐため、防護しなければならない区域の評価を IAEA の Technical Guidance(TG)を用いて実施した。

過大な放射性物質の放出を実現するためのシーケンスとしては、新規制基準で重大事故に至るおそれがある事故として定義されたシーケンスの 2 つを用い、BWR を例として試評価した。

その結果、限定された条件での評価ではあるが、防護すべき特定の区域が評価されることがわかり、今後、このような評価を進めていく必要があると考えられた。このような評価は海外においても実施されており、その結果を踏まえて設計を見直すことも考えられている。日本においても、同様な評価を進め、セキュリティ強度の高い原子炉施設を設計していく必要があると考えられる。その際には、今回の評価では行っていないが、上記の TG に示されているような安全設計への影響、防護措置の容易さ・費用効果などの評価も必要である。

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション
「原子力における 2S（原子力安全と核セキュリティ）に係る課題と提言」

(3) 内部脅威者の検知手段の重要性と新しい検知システムの検討

(3) Importance of Insider Detection Measures and Investigation of New Detection System

*出町 和之[1]、宮野 廣[2]、西田 誠志[3]、荒井 滋喜[4]、鈴木 美寿[5]、木村 祥紀[5]、中村 陽[5]
成宮 祥介[6]、鈴木 正昭[1]
[1]東京大学，[2]法政大学，[3]原子力学会・核不拡散等連絡会，[4]原子力学会、
[5]日本原子力研究開発機構、[6]関西電力

Ⅰ．はじめに

近年、原子力発電所における核セキュリティの重要性は大きく増している。原子力発電所における核セキュリティの主な目的の一つは、悪意ある行為による安全機能の喪失リスクを可能な限り下げることである。よって核セキュリティ脅威のなかでも特に重要な脅威が妨害破壊行為(Sabotage)でなる。妨害破壊行為の行為者には、大きく分けて外部脅威者、内部脅威者、および両者が協力する場合があり、内部脅威者とは枢要区域・設備等へのアクセス権を持つことから通常業務を装って妨害破壊行為を行う可能性が高い。原子力発電所の核セキュリティ対策では侵入防止のための装置・設備や侵入検知のためのセンサ類がすでに数多く開発されているが、アクセス権を有する内部脅威者に対しては侵入時の検知は有効ではなく、妨害破壊行為に関わる異常行動を検知する必要がある。しかし人間の行動は複雑でありかつ多岐に渡るため、単一の手段による検知では通常業務のための正常行動との判別は困難であり、誤検知の頻度が高くなる可能性がある。

誤検知を回避するためには単一の手段によるのではなく複数の手段により原子力発電所内の特に枢要区域内で作業をする者の行動を捉え、その組み合わせによって妨害破壊行為の有無を総合的に検知することが有効であると考えられる。今回は、内部脅威者による妨害破壊行為に伴う異常行動の検知に有効な手段を提案すると共に、検知手段に要求される機能についても検討を行った。

Ⅱ．妨害破壊行為の検知に有効な手段の提案

上述のように、内部脅威者による妨害破壊行為に伴う異常行動の検知を目的とする場合、

- 人間の行動は複雑であり多岐にわたる
- 通常業務のための正常行動と妨害破壊行為のための異常行動との判別は困難
- 単一の検知手段では誤検知の頻度が高くなる可能性がある

といった課題がある。複雑で多岐にわたる人間の行動に対して妨害破壊行為に伴う異常行動の有無を十分な精度で検知するためには、人間の行動を複数の手段により捉えて組み合わせることによって総合的に検知する必要がある。このための有効な方策として、

- 妨害破壊行為に伴う異常行動の細分化
- 細分化された異常行動の特徴抽出
- 抽出された個々の特徴に対する有効な検知手段の選択や開発

* Kazuyuki Demachi[1], Hiroshi Miyano[2], Seishi Nishida[3], Shigeki Arai[4], Mitsutoshi Suzuki[5], Yoshiki Kimura[5], Yo Nakamura[5], Shosuke Narumiya[6], Masaaki Suzuki[1]
[1] Univ. of Tokyo, [2] Hosei Univ., [3] AESJ Nuclear Non-Proliferation, Safeguard, Nuclear Security Network, [4] AESJ, [5] JAEA, [6] KEPCO

・ 複数の検知手段の組み合わせによる総合的判別手法の開発

等を提案する。

内部脅威者が原子力発電所内に侵入した後の行動を時系列で分類すると、図１に示すように接近→入室→危険行動→退室の大きく４段階となる。それぞれの段階で検知対象となるのは

・ 接近：ルートなど
・ 入室：アクセス権、顔認証、人数など
・ 危険行動：全身動作、手元動作、所持物（工具など)、不審物など
・ 退室：滞在時間など

であり、これらのうち接近・入室・退室については作業計画との比較により、危険行動については検知技術の適用により内部脅威者の妨害破壊行為の検知が可能であると考えられる。

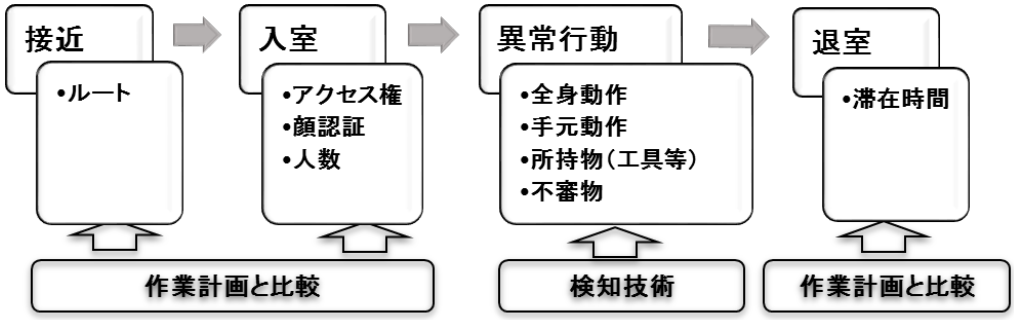


図１：内部脅威者による妨害破壊行為の細分化

図２ に細分化された内部脅威者の妨害破壊行為検知手段と検知技術との対応の案を示す。異常行動の検知に着目すると、全身動作、手元行為、所持物、不審物の有無の各々の検知対象項目に対する検知手段の例としてサーモグラフィ、振動センサ、音響センサ、画像解析などが挙げられる。その中でも画像解析は多くの項目に対応しており、内部脅威者による妨害破壊行為の検知において特に有効と考えられる技術である。

Ⅲ. 内部脅威者による妨害破壊行為検知を目的とした画像解析技術に有効な機能の提案

上述のように、内部脅威者による妨害破壊行為の検知手段として画像解析は有効なものの１つである。そこで次に、妨害破壊行為検知を目的とした画像解析技術にとって有効かつ重要と考えられる機能として、以下の（１）～（２）を提案した。

（１）自動検知能力の開発

原子力発電所の各箇所に設置された多数の監視カメラによる画像のすべてを同時に監視し、かつ保全活動などの通常行為と妨害破壊行為との違いを人の眼によって検知することは困難な作業である。妨害破壊行為に伴う異常行動を検知した後に人の眼によりこれを確認することは有効であるが、異常行動の第一次的な検知にはコンピュータプログラムなどによる自動検知技術が有効であると考える。自動検知のための要素技術の例を以下に挙げる。

➢ 全身動作と手元動作の異常行動パターンのデータベース化

重要機器・設備に対し、その機能喪失に至らせる為の妨害破壊行為に伴う異常行動の例を事前に想定し、その異常行動時の全身と手元の動作を撮影して異常行動パターンとしてデータベースに格納する。コンピュータプログラムなどによる監視時にはこの異常行動パターンとの比較により自動検知を行う。

- 不審物パターンのデータベース化

重要機器・設備に対し、その機能喪失に至らせる為の妨害破壊行為を事前に複数想定し、その妨害破壊行為で使用される可能性のある爆発物や薬品や工具などの物体に対し、その画像を不審物パターン化してデータベースに格納する。コンピュータプログラムなどによる監視時にはこの不審物パターンとの比較により不審物の自動検知を行う。

（2）妨害破壊行為に伴う異常行動の予兆の時点での早期検知技術の開発

妨害破壊行為の自動検知を、その妨害破壊行為が行われる前に検知することが出来れば、重要機器・設備の機能喪失の防止および緩和への効果が期待できる。このためには、上記で述べた妨害破壊行為パターンを用いて異常行動を予兆の時点で検知できる技術の開発が望ましい。

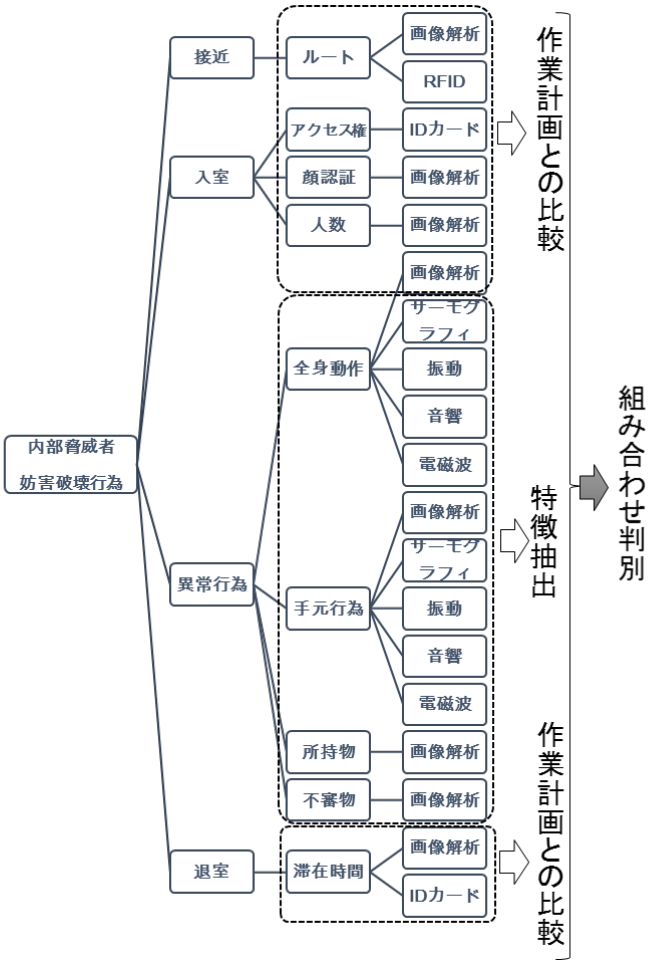


図 2 妨害破壊行為の細分化と対応する検知システムの例

Ⅳ. まとめ

原子力施設の核セキュリティ脅威のなかでも重要な内部脅威者の妨害破壊行為に着目し、その検知のための有効な手段を提案した。複雑な人間行動に対して妨害破壊行為の有無を十分な精度で検知するためには、人間の行動をさまざまな手段により捉えて組み合わせにより総合的に検知することが有効である。異

常行動検知のなかで画像解析は有効な手段の１つであり、妨害破壊行為検知を目的とした画像解析技術にとって有効かつ重要と考えられる機能として、自動検知能力の開発および予兆の時点での早期検知技術の開発の２つを提案した。

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション
「原子力における 2S（原子力安全と核セキュリティ）に係る課題と提言」

（4）妨害破壊行為対策の合理的判断

(4) Rational-comprehensive decision approach for countermeasures against sabotage

*鈴木　美寿[1]，西田 誠志[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本原子力学会核不拡散等連絡会

1. はじめに

新規制基準では、「特定重大事故等対処施設」が、航空機テロのような人為的な外部事象対策としても有効とされ、また、枢要区域を把握してこれを防護することを念頭においた核物質防護実地訓練も行われて来ており、我が国の原子力発電所における核セキュリティ対策は確実に向上している。

一方で、施設設計との干渉の少ない外部フェンス、監視カメラ、出入り口扉の鍵や警報アラーム等は別としても､設計･運転に影響を及ぼすような妨害破壊行為対策の導入においては､枢要区域(設備)を特定し、検知・遅延・対抗を考慮したタイムライン評価をするだけでは十分でなく、安全との相反性、費用対効果、運用面での効率等も考慮して、緩和措置、設計変更、防護対策等を総合的に判断することが必要である。

既存の原子力発電所に対しては、可搬型設備及び上記の恒設設備の対策が採られて来ており、妨害破壊行為対策の為に新たな改造を行うこと等は現実的では無いものの、我が国の原子炉メーカーが核セキュリティに対する意識の高い中東・東欧の原子力新興国に対して新規原子力発電所を売り込む際には、規制要求に応じた核セキュリティ脅威に対する設計対応能力及びコストとのバランスが問われるだろう。

本発表では、合理的で包括的な妨害破壊行為対策の事例紹介として、1980 年代の米国の報告書より、枢要区域(設備)の特定結果から導き出された代替設計案を、安全や運用面での相反性、コスト、防護性能等の点から評価した結果について紹介する。

2. 合理的判断の事例

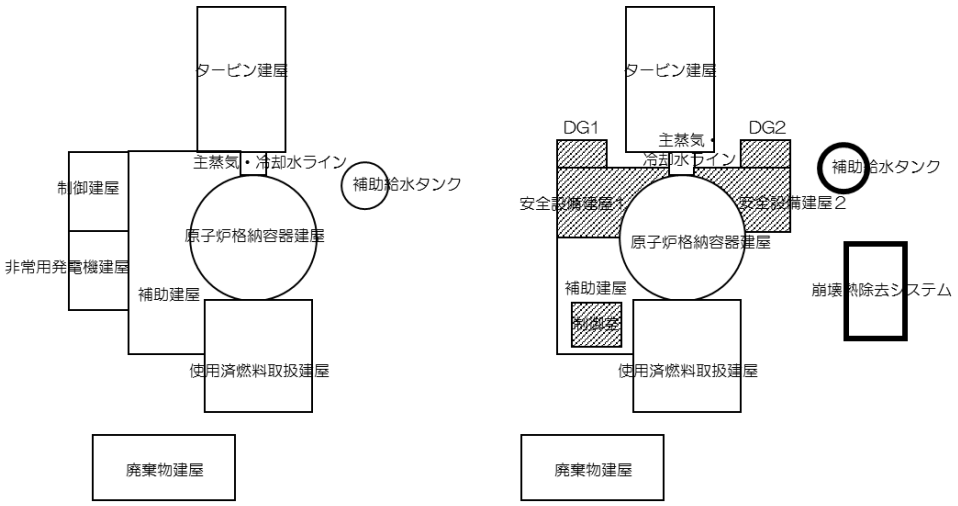
2-1. 代替設計案

本評価は、ウエスティングハウス(WH)社の標準原子炉プラント(SNUPPS: Standardized Nuclear Unit Power Plant System)をモデルとして、’70 年代に米国サンディア国立研究所が行った妨害破壊行為対策としての、核物質防護、設計変更、及び緩和措置についての検討結果である。特に、妨害破壊行為対策としての代替設計案については、コスト、施設の運用、安全管理への影響の観点から評価している。

枢要区域(設備)の特定(VAI: Vital Area Identification)の結果として取り上げられる「区画化」(Compartmentalization、複数の枢要設備に容易に接近出来ない様に、個々の設備に対して障壁を設け、区画し離れて設置し鍵を設ける等)は、設備の安全管理及び非常事態時の要件との相反性が指摘される。1 箇所だけでも妨害破壊を受けると、多量の放射性物質の放出(HRC: High Radiological Consequences)に繋がる区域には、原子炉格納容器、中央制御室、補助停止盤、使用済燃料プール、及び使用済燃料搬出口がある。また、防護すべき区域(設備)として 17 箇所を防護出来れば HRC を防ぐことが出来るとされた。

*Mitsutoshi Suzuki[1] and Seishi Nishida[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Atomic Energy Society of Japan

この場合に、17 箇所の枢要区域(設備)を堅牢な障壁で区画化して防護すると考えるのではなく、冗長性を考慮した設備の設計変更、脆弱性を補うシステムの追加の考慮等、合計 29 の代替策について、防護性能、他の設計に及ぼす影響、運転や保守に対する影響及び副次的効果の面から評価して、以下の 3 つの設計案について絞り込んでいる。a. 補助給水タンクの堅牢化、b. 安全設備の冗長系ケーブル等の格納容器貫通孔の防護と分離、c. 崩壊熱除去システムの堅牢化。これら 3 つの設計案について、設計変更前の標準プラントに対して、設計変更後にどの様に設備の配置が変わるのかについて以下の図に示す。



設計変更前のプラント構成　　設計変更後のプラント構成

2-2. 合理的・総合的評価

前節で示した 3 つの設計案に対して、脆弱性、外部敵対者及び内部脅威者に対する防護性能、安全との相反性、コスト等を考慮した評価について記す。

(a) 補助給水タンクの堅牢化

補助給水タンクの堅牢化として、強化コンクリート又は鋼鉄製内張りを施した強化壁によってタンク全体を囲む建物を設置することは、コスト的に大きな増加では無く、施設運転する際の作業員の負荷が増えることも無い。一方、外部敵対者が、強化された防護壁を破壊して内部に侵入する際に、侵入に要する時間は増大し、警備員に検知される確率が高くなる。ただし、アクセス権限を有する内部脅威者に対しては、効果は無いであろう。

(b) 安全設備の冗長系ケーブル等の格納容器貫通孔の防護と分離

安全設備建屋、非常用発電機建屋の扉を強化することによって、作業員が点検や維持管理を行う時の出入りには影響があるものの、外部敵対者に対する防護性能は向上する。完全に再設計することはコストを増加させ、増えた設備は作業者の労力も増加させる。本方法は、設計に伴う適切なアクセス管理及び作業手順と組み合わせることで、内部脅威者に対しても効果がある。ただし、残念ながら、設計変更に伴う点検・維持管理に携わる作業員への影響は避けられないし、これら作業員からの本対応策や規制管理に対するネガティブな反応もある。

(c) 崩壊熱除去システムの堅牢化

本方法は、既存枢要設備の防護性能への効果は無いが、全ての過渡的事象に対して、防護の点から良い評価を得ることが出来る冗長系システムとなり得る。若干のコスト増があり、運用方法

に依存する部分はあるが、作業員の労力の増加も有り得る。ただし、内部脅威者に対する防護設備としても機能する可能性がある。冗長性が向上することと併せて、離れた建屋に分離して設置していることから、作業員の点検、維持管理等の際に発生する時間の増加等の相反する影響を避けることが可能で、適切な運用管理を達成できる。

以下に、3 つの代替設計案に対する総合評価結果を下表にまとめる。

分類	代替設計案の内容	枢要区域（設備）	外部脅威 P_{SI}（阻止・鎮圧確率）	内部脅威	コスト	評価
	標準プラント	総計42=5(typeⅠ)＋ 37(typeⅡ) 56 シーケンス	P_{SI}（最悪ケース）= 0.7 P_{SI}（通常下限値）≃ 0.9	「区画化」	標準コスト	
a	補助給水タンクの堅牢化 （個別タンク又は複数タンクの堅牢化建屋設置、タンク自体の堅牢化構造）	同上	P_{SI}（凝縮水タンク区域） = 0.9（0.7）	効果なし	2～4%増	低
b	安全設備の冗長系ケーブル等の格納容器貫通孔の防護と分離 （金庫室扉のボルトタイプ扉の設置又は通常鍵とアラームの設置等、幾つかのケースに分けて検討）	総計43=4(typeⅠ)＋ 39(typeⅡ) 292 シーケンス	PSI（最悪ケース） = 0.4～0.9 PSI（通常下限値） ≃ 0.7～1.0	防護機能の追加	2倍	中
c	崩壊熱除去システムの堅牢化	総計43=3(typeⅠ)＋ 40(typeⅡ) 56 シーケンス	P_{SI}（最悪ケース）= 0.9 P_{SI}（通常下限値）＞0.9	付加的な防護の可能性	同程度	高～中

3. まとめ

枢要区域(設備)VAI の結果をどの様に実際の施設設計又は防護措置に取り入れるかについて、合理的で総合的な評価事例を紹介した。現在、欧州及び米国の核セキュリティ規制要件としても、VAI 結果の活用についての具体的で統一的な手順は見当たらない。国内では、VAI の結果より求められたプロテクトセットを、実地での武力対抗訓練のシナリオ策定において考慮する、地震・津波等の自然災害対策措置が外部人為事象対応としても十分かどうかを評価する、航空機テロ対策としても有効な「特定重大事故等対処施設」の設置を進める等の動きが見られる。核テロの生起確率を見積もることは困難であるし、その対応策として事業者や設計者が出来ることに限界はあるものの、VAI の結果をどの様に原子力発電所の設計に活用するのかについての考え方や手順の検討が求められている。

参考文献

David M. Ericson, Jr., and G. Bruce Varnado, “Nuclear Power Plant Design Concepts for Sabotage Protection”, NUREG/CR-1345, SAND80-0477 (Albuquerque, NM, Sandia National Laboratories, January 1981).

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション
「原子力における 2S（原子力安全と核セキュリティ）に係る課題と提言」

(5) 原子力安全とのインターフェイスを踏まえた包括的核セキュリティ対策の必要性

Proposal for Comprehensive Nuclear Security Considering Security-Safety Interface

*西田　誠志[1]
[1]日本原子力学会　核不拡散等連絡会

1.原子力発電所の核セキュリティ上の脅威は？

核物質の盗取というより、妨害破壊行為（サボタージュ）による放射性物質の放出が主体であると言える。

このことは、適切なサボタージュ対策が行われなければ、テロリストにより枢要設備が破壊されることにより、福島原発事故と同様に間接的に放射性物質の放出を伴う重大事故が引き起こされる可能性があるということである。

また妨害破壊行為の発生確率は低いかもしれないが、発生すればその影響は大きいため、原子力発電所の妨害破壊行為対策は「Low Probability but High Consequence」であることを念頭に置き、進めるべきである。

2．妨害破壊行為対策には何が重要か？

原子力発電所の妨害破壊行為対策は、セキュリティ担当者が原子力発電所の安全設計を理解するとともに、安全設計担当者の協力を得て、まずはターゲットセットをもれなく同定するとともに、重大妨害破壊シナリオを選定して、有効で合理的な対策を行うことが重要である。

つまり、原子力発電所の核セキュリティ対策には原子力安全と核セキュリティのインターフェイスを踏まえた包括的な核セキィリティ対策が必要である。

表-１　包括的サボタージュ対策のアプローチ（案）

<table>
<tr><th></th><th>抑止</th><th>検知
（評価）</th><th>遅延</th><th>対抗</th><th>緩和／最小化</th></tr>
<tr><td>物理的防護設計</td><td>◎</td><td>◎</td><td>◎</td><td>◎</td><td>－</td></tr>
<tr><td>治安当局</td><td>◎</td><td>－</td><td>◎</td><td>◎</td><td>△</td></tr>
<tr><td>警備員</td><td>◎</td><td>◎</td><td>－</td><td>－</td><td>△</td></tr>
<tr><td>安全</td><td colspan="4">*ターゲットセット ＊ 重大妨害破壊行為シナリオ
＊ 枢要区域</td><td rowspan="2">テロ攻撃に対する
緊急時対策</td></tr>
<tr><td>設計</td><td colspan="4">＊ 妨害破壊行為対策を考慮した安全設計</td></tr>
</table>

従来の核物質防護：薄緑＋緑（一部）
包括的サボタージュ対策:　従来の核物質防護＋緑＋濃緑
◎ ： 主要な寄与　△： 補完的寄与

3．ターゲットセットの同定と重大妨害破壊行為シナリオの選定方法は？

ターゲットセットと枢要設備（区域）の同定方法は、IAEA 技術文書 No.16 に示され、具体例が荒井氏の報告書に示されている。

更に、重大な妨害破壊行為シナリオを選定するには、定性的であるがリスク評価の考え方が有効と思われる。

つまり、それぞれの妨害破壊行為シナリオについて、「ターゲットの数」、「ターゲットへの接近性」、「ターゲットの脆弱性」、「ターゲットの破壊から炉心溶融を起こすまでの時間」、及び「放射能放出に対する効果的な緩和システムの有無」を指標として、表 - ２のように定性的にリスクの評価を行い、リスクの高い重大妨害破壊行

* Seishi Nishida[1]
[1]AESJ Nuclear Non-Proliferation, Safeguard, Nuclear Security Network

為シナリオを同定することは可能であり、リスクの高い順にリスクを低減する対策を取ることがより有効で費用効果的な対策となりえると考える。

表－２　妨害破壊行為シナリオの定性的リスク評価の例　（５段階評価）

要因	ターゲット数	ターゲット接近性	ターゲット脆弱性	破壊から炉心溶融時間	緩和システム有無	総合リスク
シナリオA	5	4	1	5	4	１９
シナリオB	5	3	2	1	1	１２
シナリオC	3	5	2	2	2	１４
・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・

４．妨害破壊行為対策を考慮した安全設計とは？

新設プラントにおいては、設計当初からセキュリティ対策を原子力発電所の設計に考慮することが有益である。(Security by Design)

しかし、この考え方を物理的防護設計のみに取り入れるのであればあまり効果は期待できない。むしろ建設終了後に改造が難しい安全設計の中に、設計当初から安全設計との矛盾を排除するのみでなく、安全設計との調和によるセキュリティ対策を取り入れていくことが有効である。

【妨害破壊行為のリスクを低減する安全設計の例】

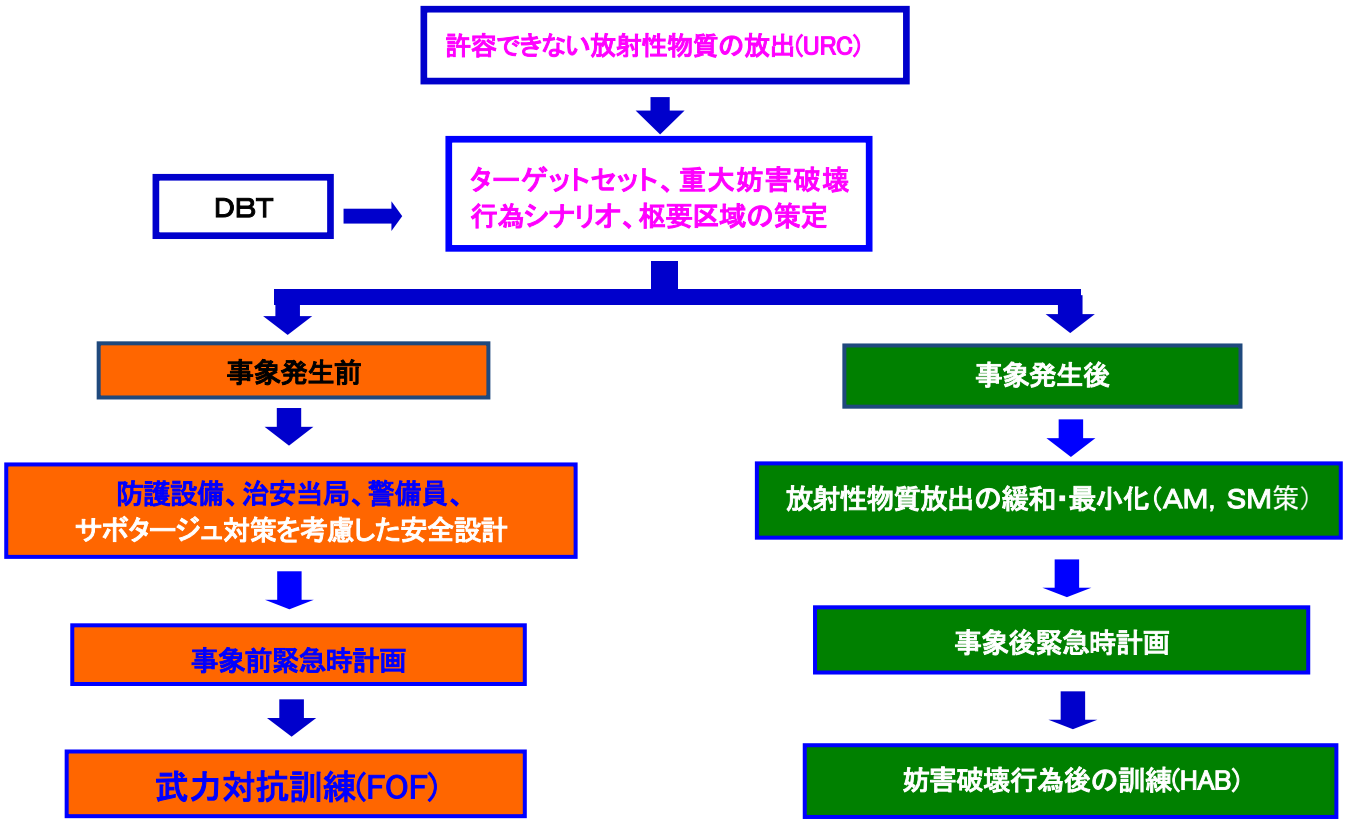
1）多様性;

安全系は、複数の機器（多重性）を備えており、特に多様性は安全上のリスクだけでなくセキュリティ上のリスクを効果的に低減できる可能性がある。

2）配置設計

同じ機能を持つ複数の機器を物理的に分散させて配置することは、安全設計及び運転上矛盾がないか検討することが必要であるが、セキュリティ対策の観点からは効果的である。

５．福島事故の教訓から核セキュリティ対策にも深層防護と実効的訓練が必要では？



図－1　深層防護と実効的訓練の位置づけ

妨害破壊行為に対する原子力発電所のサボタージュ対策の最終目標は、敷地境界からの許容できない放射性物質の漏洩を防止することである。

この考え方は、福島原発事故を教訓に安全設計にシビアアクシデント対策として取り入れられており、同様にサボタージュ対策においても取り入れられるべきで、万一妨害破壊行為が発生した時を想定して緊急時対応計画を策定し、実効性のある訓練を行うことが重要である。

なお、NRC も述べているように妨害破壊行為シナリオには安全設計で考慮されているシナリオとは異なるシナリオもあり、妨害破壊行為後の緊急時対応計画策定・訓練においては、安全設計の専門家とともにセキュリティ対策の専門家が協調することが必須と考える。

なお、福島原発事故後に安全設計上検討・設置されているシビアアクシデント対策は、妨害破壊行為による放射線影響の緩和・最小化策としても有効であると考えられ、その設計・運用の中にサボタージュ対策を考慮することでよりセキュリティ対策上にも有効活用が可能と考える。

【妨害破壊行為による影響の緩和／最小化に有効なシビアアクシデント対策の例】

福島原発事故の教訓を踏まえ、次のようなシビアアクシデント対策が、妨害破壊行為による放射線影響を低減するために有効であると考えられる。

1)　恒久型のシビアアクシデント対策施設
- 特定重大事故等対処施設

など

2)　可搬型のシビアアクシデント対策
- 電源車
- 給水車

など

以上

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション
「原子力における 2S（原子力安全と核セキュリティ）に係る課題と提言」

（6）核セキュリティ教育と文化醸成に係る経験と課題

(6) Experiences and Issues in the Education of Nuclear Security and the Fostering of its Culture

中村 陽[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. 核セキュリティ教育の課題

近年、世界的な原子力利用の拡大に伴い、核拡散・核セキュリティのリスクが高まる事が懸念されている。新たな法体系が取り入れられる国がある一方、これから原子力発電所を導入するアジア諸国など、十分な核セキュリティ体制が整っていない国も存在する。原子力発電の導入を表明する国は福島の事故後も増えつつあるが、核物質の盗取や、2014 年 8 月にベルギーの原子力発電所のタービンの潤滑油が喪失し原子炉が緊急停止した事故など、悪意を持った行為とも取れる事案が依然起き続けている事から、国際社会における核テロの脅威も未だ拭えていない。強固な核セキュリティ体制を作り、それを維持していくためにも核セキュリティ分野における人材育成支援は喫緊の課題である。

核セキュリティの強化を目指し、2010 年 4 月には、米国ワシントン D.C で第一回目となる核セキュリティ・サミットが行われ、体制の整備や人材育成の重要性について言及された。日本においても、サイバーセキュリティや、内部脅威対策などの新たな脅威に対応するためにも、専門家の育成が求められている。近年、核セキュリティの重要性を理解し、推進される傾向にあるものの、費用をかけた分の効果が測りにくく、脅威認識も低い傾向にある事から、幹部職員の意思決定（方針、予算、人的資源の割り振り等）に反映されないケースも少なくない。また、核セキュリティ担当部署の人数が少ない事から、一人当たりの業務負担が大きく、研修に参加できない例も顕著に見られる。効果的な核セキュリティ対策を進めていくためにも、高いレベルの人材は必須のため、安心して研修等に参加できる体制を作る事が必要である。

また、人材育成の際には、セキュリティ・安全の担当者はそれぞれの専門分野を学ぶ事が主であるが、セキュリティ事象にも安全面の知識は重要であるため、確率論的リスク評価（PRA）や設計基準事故（DBA）等を学習する事は非常に有効であり、同時に安全事象には悪意のある意図的な操作・破壊も影響する事からセキュリティについても学習する事が好ましいと考えられる。例えば、CBRN ではセキュリティ事象を中心に考える機会が多いが、同時に安全系に被害が及ぶ恐れも高いため、両方の知識を学習する事は対策の有効性に影響する。従って、教育の場におけるセキュリティと安全のインターフェース強化も重要な課題であり、今後さらに力を入れていくべき分野であると考えられる。

2. 核セキュリティ文化醸成の課題と重要性について

近年、長い年月をかけて築かれた高度な原子力安全の分野に加え、核セキュリティ強化も必須とされるようになった。9.11 テロ以降、核セキュリティ・サミットが開催されるなど、核セキュリティに対する注目は高まっているが、原子力発電所に関する核セキュリティ体制の確保は、原子力安全に関する体制に比べれば、遅れた状況にある。この背景には、歴史の深さや文化も大いに関係していると言える。

Yo Nakamura [1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

原子力安全文化は、チェルノブイリ事故（1986 年）を契機として強化が進められており、比較的長い歴史がある。今現在では国際的に認知されるレベルであり、日本においても深く浸透し、強固な安全文化が形成されている事が分かっている。

一方、核セキュリティ文化は、2001 年の 9.11 テロを契機に強化が進められており、原子力安全文化に比べて日が浅い事が分かる。また、核物質防護に比べて核セキュリティという言葉自体に馴染みがない者も多いため、その中でいかに文化を醸成するかが課題となっている。歴史の差がそれぞれの体制の差に繋がっている事は比較的に理解し易いが、文化の差が体制に影響するという点は、両者の特性を理解した上で分析しなければならないと考えられる。理由として、安全文化は主に自然現象を相手にしている事から定量性をもって改善策を講じることが出来るが、核セキュリティ文化は、不確定な人間の意思（悪意）に立脚している事から、安全文化のように定量性をもった強化策を講じる事が困難である事が挙げられる。したがって、醸成活動を進める際には、文化の特性を理解した上で、定量的に評価できる手法を取り入れる事が有効であると思われる。

IAEA では、核セキュリティ文化醸成のための一手段として、現在、核セキュリティ文化が施設・組織にどの程度根付いているかを定量的に評価する手法を開発・策定中である。既に安全文化の評価手法は IAEA により定められており（IAEA TECDOC 1321 “Self-Assessment of Safety Culture in Nuclear Installations： Highlights and Good Practices”（2002））、これを参考に核セキュリティ文化の評価方法を作成している事から、安全文化が核セキュリティ文化醸成の一助となる事を示している。

表 1. 原子力安全文化と核セキュリティ文化の比較

＜原子力安全文化＞

- チェルノブイリ事故（1986 年）を契機に醸成へ
- 定義：「原子力施設等の安全問題に対して、その重要性にふさわしい注意が必ず最優先で払われるようにするために、組織と個人が備えるべき特性及び態度が組み合わさったもの」（ IAEA Safety Series INSAG-4 Safety Culture（1991））
- 国際的に認知されており、日本を含む多くの国で深く根付いている。
- 評価：原子力安全文化の定量的な評価手法は既に IAEA で定められている。
  IAEA TECDOC 1321 “Self-Assessment of Safety Culture in Nuclear Installations： Highlights and Good Practices” （2002）

＜核セキュリティ文化＞

- 2001 年米国同時多発テロ（9・11 テロ）を契機に醸成へ
- 定義：「核セキュリティ文化は核セキュリティを支援、強化する役目がある個人、組織及び機関の特徴、理念、態度並びに行動を集約したもの」（ IAEA Nuclear Security Series No.7（2008））
- 各国で醸成に向けて取り組みが始まりつつある段階。（レベルの差が大きい。）
- 評価：核セキュリティ文化自己評価に関する Technical Guidance が 2015 年 12 月以降に発行予定。他に、世界核セキュリティ協会（WINS）が発行している「原子力関連施設のための国際的ベストプラクティス指針：核セキュリティ文化」（2011）の中でも、核セキュリティ文化の定量的評価の手法を提示。

核セキュリティ文化が醸成されると、セキュリティ体制の確保・向上に加えて、安全業務に係る職員の核セキュリティに関する理解を得られる事から、原子力安全とのシナジーの改善にも貢献すると考えられている。また、職場環境や風通しの改善や、一人一人のセキュリティ意識の向上などから内部脅威対策としても有効に機能するという利点がある。

醸成された核セキュリティ文化の利点

- セキュリティのレベルが向上する。
- 原子力安全とのシナジーが改善する。
- 個人のセキュリティ意識が向上し、核セキュリティ業務への理解が得られる。
- 職場環境が改善し、従業員の満足度が上昇する。（例：風通しが良くなり、報告し易い）
- 内部脅威対策として有効に働く。

しかしながら、本格的な醸成活動は始まって間もない段階であり、国内外で核セキュリティ文化に関する様々な事件が起きている。2007 年のペリンダバ（南アフリカ）や、2012 年の Y-12（アメリカ）では、強固なセキュリティシステムが構築されているにも関わらず、悪意ある者の侵入を許してしまった。どちらの事例も、核セキュリティ文化の欠如に起因したものだと指摘されており、核セキュリティ体制へのヒューマンファクター（人的要因）の影響の大きさを示している。

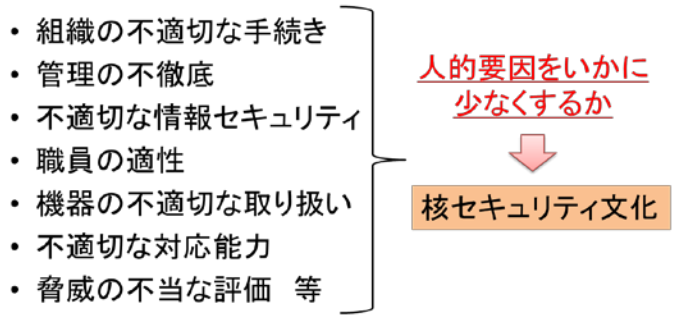


図 1. 人的要因による核セキュリティ対策への影響

日本の事業者においては、原子力施設におけるテロ対策強化に伴う 2012 年 PP 規制関連法令改正を受けて、核セキュリティ文化を醸成するための体制（経営責任者の関与を含む。）を確保することが義務付けられるようになった。核セキュリティ文化醸成においても教育が非常に重要な役割を担っている事から、専門家を招いた講演会や、e-Learning など、様々な取組を行っている。しかしながら、問題点として、経営層からの参加・関与が少ない傾向にある。特に、核セキュリティ文化は、経営層を含むトップダウンからのアプローチが最も効果的であるため、積極的に参画すべきだと考えられる。

本発表では、上記に述べた核セキュリティに係る人材育成および核セキュリティ文化の重要性について、実際に起きた事例をもとに解説する。

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：International Affairs Committee

Sun. Mar 27, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sun. Mar 27, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F Lecture Rooms B B201

[TN05] The French nuclear power sector : current status and future trends

Chair: Atsushi Mukunoki (JGC)

[TN0501] The French nuclear power sector : current status and future trends

＊Sunil Félix[1] (1.French Embassy)

International Affairs Committee Session

The French Nuclear Power Sector: Current Status and Future Trends

Sunil Felix
Embassy of France in Japan, Nuclear Service

The world has witnessed, over the recent years, some major events which will undoubtedly have an impact on many countries' energy choices. Among such events, the discovery of shell gas in the US, falling oil prices, the Fukushima accident, greater awareness of environmental challenges, geopolitical tensions, growing electricity needs caused not only from increasing population of emerging countries but also from new uses of electricity in the whole world (electric vehicles, smart cities...).

Numerous debates are organized throughout the world, all aimed at shaping energy policies that could find appropriate answers to this new context.

Despite some specific choices made by certain countries, a general consensus seems to appear, on the way to adapt to this new context, in a manner that could ensure sustainable growth: nuclear and renewables come out as the two major components of any energy mix that would allow to address the need for clean, cheap, bulk and stable electricity that requires minimal imports of energy resources.

For the last few decades, France has clearly been committed to the nuclear option in its energy mix. However, in order to meet the new challenges posed by the present context, some major changes are currently being implemented on the French nuclear scene. These changes are aimed at both strengthening France's nuclear energy sector in a world which is much more competitive, all while diversifying the country's energy mix so as to adopt a low-carbon economy model.

The presentation made by Dr Sunil Felix, Nuclear Counsellor at the Embassy of France in Japan, is aimed at covering all these topics.

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：Materials Science and Technology Division

Sun. Mar 27, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sun. Mar 27, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H Lecture Rooms B B204

[TN06] Direction of Integrity Investigation Technology for RPV after Fukushima Nuclear Disaster

Chair: Koji Fukuya (INSS)

[TN0601] (1)Recent Trend of Structural Integrity Evaluation of RPV

＊Shinobu Yoshimura[1] (1.Univ. of Tokyo)

[TN0602] (2)Fracture Toughness Evaluation by the Master Curve Method

＊Masato Yamamoto[1] (1.CRIEPI)

[TN0603] (3)Application of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis

＊Takatoshi Hirota[1] (1.MHI)

材料部会セッション「福島事故後の原子炉圧力容器の健全性評価技術の方向性」

（1）原子炉圧力容器の健全性評価と最近の動向

(1) Recent Trend of Structural Integrity Evaluation of RPV

吉村　忍[1]

[1]東京大学

1. 緒言

福島第 1 原子力発電所の事故を契機に、原子力発電所のシステムとしての安全性評価が進められる一方で、重要機器の経年劣化も関心の一つとなっている。特に、原子力発電所の中枢ともいえる原子炉圧力容器は、国内プラントの長期運転を迎えるにあたり、中性子照射脆化による破壊靭性の低下を考慮した健全性評価の高度化を図っていくことが重要である。ここでは、原子炉圧力容器の健全性を評価する技術として、照射脆化予測と健全性評価手法に関する最近の動向について述べる。

2. 照射脆化予測

原子炉圧力容器内には、実機と同一の鋼材から採取した機械的試験片等が装荷されており、所定の期間に取り出して試験を行って、照射脆化の程度を把握している(監視試験という)。監視試験で取得された照射前後のシャルピー衝撃試験における吸収エネルギーの遷移温度の差を指標として脆化予測法が開発されており、供用期間中の原子炉圧力容器の脆化程度を評価する。これらは日本電気協会の電気技術規程 JEAC4201 に規定されている。監視試験片は、原子炉圧力容器よりも先行して照射を受けることから、近年は 60 年運転時点の照射量に相当するデータも充実され、また、3D atom probe 等による分析が活発に行われ、照射脆化メカニズムの理解も深められつつあることから、照射脆化メカニズムを考慮した脆化予測法に高度化されている。ただし、更なる信頼性向上のため、引き続きデータの充実と脆化メカニズムの解明を継続していく必要がある。

3. 健全性評価手法

原子炉圧力容器の健全性評価手法は、日本電気協会の電気技術規程 JEAC4206 に規定されており、破壊力学の考え方が取り入れられている。仮想的に想定した大きな亀裂に対して、例えば、事故事象を想定し、冷却水が注入された時(PTS 事象 : Pressurized Thermal Shock 事象)の破壊力(応力拡大係数)と、照射脆化を考慮し、ばらつきを考慮して保守的に設定された破壊靭性を比較し、破壊が生じるかどうかを評価することとしている。JEAC4206 の PTS 評価手法については、海外も含めた最新知見を踏まえ、応力拡大係数の算出に原子炉圧力容器の内面に施行されるクラッドや溶接残留応力の考慮、監視試験で取得された破壊靭性データを元に設定された破壊靭性カーブの取り込み、除荷過程では破壊が生じないとする高温予荷重効果、脆性破壊発生後の亀裂伝播停止評価等の取り込みが検討されている。

4. 結語

原子炉圧力容器は、原子力発電所の機器の中で最も重要な機器の一つであるとともに、健全性の確保のためには、照射脆化のような特別な配慮が必要である。このため、長期運転にあたっては、監視試験に代表されるモニタリング技術、照射脆化メカニズムの解明、健全性評価手法の精緻化等も重要であり、国内外で、このような観点からの研究が活発に進められている。国内外の最新の知見を取り入れて、原子炉圧力容器の脆化予測や健全性評価の精度を高め、継続的に信頼性向上を図っていくことが重要である。

Shinobu Yoshimura[1]

[1]The University of Tokyo

材料部会セッション「福島事故後の原子炉圧力容器の健全性評価技術の方向性」

（2）マスターカーブによる破壊靭性評価

(2) Fracture Toughness Evaluation by the Master Curve Method

山本　真人[1]

[1]電力中央研究所

1. 緒言

照射脆化した圧力容器鋼の破壊靭性評価は原子炉圧力容器の健全性維持のために重要である。現行の日本電気協会技術規程(JEAC4206-2007)では、シャルピー衝撃試験等により求めた関連温度等に基づき破壊靭性を定めている。一方、マスターカーブ法によれば、破壊靭性を限られた試験片数から適切に求めることができ、JEAC4216-2011 にその試験法が規定されている。長期運転に向けた特別点検では，監視試験による健全性の確認が重要視され，現行の規程より多頻度の試験が要求される．監視試験片は物量が限られており，新たな要求に応えるために，更なる効率的な試験片の利用，すなわちシャルピー試験片の再生，小型のシャルピーまたは破壊靭性試験片の使用，あるいは少数の試験片で高精度に評価できる手法が期待される．ここでは、超小型の C(T)試験片によるマスターカーブ法破壊靭性評価技術の動向について述べる。

2. マスターカーブ法による破壊靭性評価技術の動向

マスターカーブ法は、試験片全体の強度がき裂前縁近傍の高応力領域のうち最も弱い部分の破壊強度に支配される、とする最弱リンクモデルに基づいており、破壊靭性のばらつきや下限界を統計的に推定できる。また破壊靭性の試験片寸法依存性も同モデルに基づく換算が可能であり，小型の試験片で評価された破壊靭性を、より大きな寸法の試験片の破壊靭性に変換することができる。理論的には小型かつ少数の試験片で高精度な破壊靭性予測が可能である。同手法は ASTM International の破壊靭性評価試験規格として規格化され、米国機械学会が破壊靭性を評価するための手法の一つとして、国際原子力機関がガイドラインとして採用した。我が国では日本電気協会が、民間規格の JEAC4216-2011 に試験及び評価法を規定した．

電中研は平面寸法が 10×9.6mm，厚さが 4mm という、試験後の標準シャルピー試験片から採取可能な超小型の C(T)試験片を用いる破壊靭性試験技術を開発し，同試験片を用いて評価した参照温度 T_0（マスターカーブ法において延性-脆性遷移温度域の破壊靭性を代表するパラメータ）が標準的な 1 インチ C(T)試験片と同等であることを確認した。さらに国内外の多くの研究機関の参画するラウンドロビン試験で、個々の試験者の技量や試験機の差に寄らず超小型の C(T)試験片によって、整合性のある評価が可能であることが確認された。JAEA により、超小型の C(T)試験片による評価を照射材に対して適用した結果が示され、実機評価への適用が期待されている。これに先立つ規格整備も進められており、電気協会においては次期改定の JEAC4216-201X において、超小型の C(T)試験片による破壊靭性評価法が規格化される見込みである。

3. 結言

マスターカーブ法による破壊靭性評価は国内外で研究および規格の整備が進み、実用段階に入ってきた。現行の監視試験法と共存可能な超小型の C(T)試験片によるマスターカーブ法破壊靭性評価も個々の研究の積上げによってその信頼を獲得しつつあり、実機適用に向けた規格の制定が進んでいる。原子炉の長期運転に備え、圧力容器の健全性を高精度に評価できる手法として期待が高まっている。

Masato Yamamoto[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

材料部会企画セッション「福島事故後の原子炉圧力容器の健全性評価技術の方向性」

（3）確率論的破壊力学評価の適用について

(3) Application of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis

廣田　貴俊[1]

[1]三菱重工業株式会社

1. 緒言

現行規格に規定される機器の破壊に対する健全性評価手法は、亀裂、過渡、破壊靭性等を保守的に設定して評価する決定論的破壊力学評価に基づいている。破壊現象に影響するこれらの種々のパラメータに確率的な分布を与えて破壊を評価する確率論的破壊力学(PFM：Probabilistic Fracture Mechanics)が安全裕度を定量的に評価するための手法として活用が期待されている。ここでは、国内外で比較的検討が進んでいる原子炉圧力容器に対する PFM 適用の状況と今後の方向性について述べる。

2. PFM 適用の状況と今後の方向性

米国では、古くから原子炉圧力容器に対する PFM の適用が規制に取り入れられている。1985 年に施行された原子炉圧力容器の加圧熱衝撃(PTS：Pressurized Thermal Shock)事象に対する破壊靭性要求(10CFR50.61)では、中性子照射による脆化を考慮した関連温度の予測値がスクリーニング基準を超える場合、PFM 解析により亀裂が容器板厚を貫通する頻度が十分低いことを示せれば、継続運転が認められるとされた。また、過度の保守性を低減して合理的な基準とする等の目的から、PTS 再評価プロジェクトが進められ、代表プラントを対象とした PFM 解析に基づき、2010 年に代替規則として 10CFR50.61a が新たに施工された。

PTS 再評価プロジェクトにおいては、オークリッジ国立研究所(ORNL)において開発された PFM 解析コード FAVOR を用いて、最新の知見に基づく PFM 解析が実施された。PFM 解析においては、PTS 事象時の亀裂に対する応力拡大係数の分布と評価時期での破壊靭性の分布から破壊の頻度が求められる。FAVOR では、化学成分、照射量等の脆化予測に関わる因子や関連温度、ならびに、破壊靭性のバラツキ等が確率分布として考慮され、亀裂の形状・寸法、過渡の発生頻度等が応力拡大係数に関する確率分布として考慮され、脆性破壊の発生頻度及び亀裂の容器板厚の貫通頻度を算出する。

現行の決定論的破壊力学評価では、各パラメータの保守的な条件のもと、破壊が発生するか否かを評価するのに対して、PFM ではバラツキや不確定性を考慮した破壊の頻度を求めることができることから、今後より活用が期待されている確率論的リスク評価(PRA : Probabilistic Risk Assessment)と同様に、プラントシステムの安全性を踏まえた機器の合理的な評価に繋げることが可能と考えられる。また、破壊頻度を指標とすれば、決定論的破壊力学評価における各パラメータの保守性や保全に伴う安全性向上の程度を定量的に評価すること等にも利用することが考えられ、今後活用が期待される。

3. 結語

米国では原子炉圧力容器に対する PFM が規制に取り入れられていること等も踏まえて、国内でも(一社)日本溶接協会 PFM 小委員会や、最近では原子力規制庁の高経年化技術評価高度化事業で、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が主催する原子炉圧力容器健全性研究専門部会でPFMの適用に向けた検討が進められている。PFM はプラントの安全性向上に有益となる情報を得ることができ、リスク情報の活用の観点から、国内においても今後 PFM の活用が進むことが期待される。

Takatoshi Hirota[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：Division of Radiation Science and Technology

Sun. Mar 27, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sun. Mar 27, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K Lecture Rooms C C101

[TN07] Potential of Muon Engineering

Chair: Jun Kawarabayashi (Tokyo City Univ.)

[TN0701] (1)Muon and Beam Line in J-PARC (MUSE)

＊Yasuhiro Miyake[1] (1.KEK)

[TN0702] (2)Development of Muography Detector for Underground Cavity Survey

＊Tadahiro Kin[1] (1.Kyusyu Univ.)

[TN0703] (3)Cosmic Muon Measurement and its Application by Nuclear Emulsion

＊Kunihiro Morishima[1] (1.Nagoya Univ.)

[TN0704] (4)Non-destractive Inspectin for Nuclear Power Plant by Cosmic-ray Muon

＊Kuniyoshi Takamatsu[1] (1.JAEA)

放射線工学部会セッション「ミュオン工学の可能性」

（1）ミュオン、J-PARC ミュオン施設(MUSE)

(1) A Muon. J-PARC Muon Facility (MUSE)

*三宅　康博[1]

[1]KEK 物構研ミュオン，[2]J-PARC MLF ミュオン

1. 序

湯川秀樹博士が中間子の存在を予言され、ノーベル物理学賞を受賞されたことは有名です。この湯川中間子（パイオン）は実際に発見され、今では大型加速器によって人工的に、パイオンや、パイオンが崩壊して生まれる正・負ミュオン（$\mu^{\pm}$）を、ビームとして容易に作り出す事ができます。ミュオンはニュートリノと共に生まれるパイオンの子にあたるレプトンです。紆余曲折はしましたが、2000 年 12 月、国内外の多くの研究者達のここ十数年来の夢であった J-PARC プロジェクトの建設が開始されました。今では、3GeV 陽子ビームを用いた J-PARC ミュオン科学実験施設(MUSE)では、数本のパルスミュオンビームラインが既に完成しました。性能としては、2009 年 12 月に、KEK-MSL の 400 倍、理研 RAL の強度を越える世界最高強度のパルス状ミュオンが、共同利用実験に供されています。日本原子力学会のシンポジウムでは、J-PARC MUSE 施設の現状と、次世代の科学研究を飛躍的に展開する為に練られている将来計画について報告します。

2. J-PARC

J-PARC は，JAEA 東海研究所の南敷地に位置しています。400 MeV リニアック(LINIAC)，3 GeV シンクロトロン(RCS)，50 GeV シンクロトロン(MR)等の加速器群と，物質生命科学実験施設（MLF)，π，K 中間子や，ミュオン実験を行うハドロン実験施設，ニュートリノ実験施設から構成されている複合加速器研究コンプレックスです。特に，MLF へは，RCS の 85%程度の 3 GeV 陽子ビームが送り出され，大強度パルス中性子，パルスミュオンをプローブとするバラエティに富んだ研究が展開されています。

3. ミュオンビーム

カナダ TRIUMF，スイス PSI 研究所の DC ミュオン施設，英国 ISIS／RAL，J-PARC MUSE パルスミュオン施設などのミュオン施設では，大強度のミュオンビームがえられることもあって，ミュオン工場（Meson Factory）とよばれています。これらのミュオン工場では，陽子を光速近くまで加速し，黒鉛（グラファイト）製のミュオン標的にぶつけることによって，陽子と標的原子核の原子核反応によってパイオン（$\pi^{\pm}$）が造り出されます。その生成断面積は，10-40~mbarn 程度です.パイオン生成の陽子ビームの閾エネルギーは，300 MeV 程度なので，ミュオン工場では，500 MeV 以上の陽子加速器が用いられています。

$\pi^{\pm}$は，ニュートリノ（ ν_{μ}，反- ν_{μ}）と$\mu^{\pm}$に二体崩壊（平均寿命は 26~ns）します。

π^{+}の場合，ν_{μ}が進行方向と逆向きにスピン偏極している（負のヘリシティ）ので，μ^{+}も生まれながらにして進行方向と逆向きにスピン偏極した素粒子として得られます。一方，μ^{-}は，進行方向と同じ向きにスピン偏極して得られます。

π^{+}　→　$\mu^{+} + \nu_{\mu}$崩壊

π^{--}　→　μ^{-}　+　反- ν_{μ}崩壊

従って，μ^{+}は，"原子スケールの方位磁石"のようなミクロなプローブ，言い換えると，スピンの向きが揃った陽子(p^{+})の軽い同位体と考えることができます。一方，μ^{-}は，原子に捕獲された際，最終的に脱励起を繰り返した後，e^{-}の 1/200 も原子核に近づいた軌道を周回します。従って，μ^{-}は，スピンの向きを揃えた

重い電子（e^-）と考えると分かりやすいかもしれません。

ミュオン工場では，低速（表面）ミュオンと高速（崩壊）ミュオンという 2 種類のミュオンビームが得られます。前者は，陽子ビームライン上に設置された生成標的に一旦止まった正パイオン（π^+）から生まれます。静止したπ^+から生まれるので，π^+の運動エネルギーを背負うことなく，最大 4~MeV 程度の低速正ミュオンμ^+が得られます。このμ^+は，打ち込み深さ（飛程）が 0.1-1~mm 程度と短く，実験をおこなう際に，少量の試料を用意するだけで良いというメリットがあります。ユーザーフレンドリーなミュオンビームとして，これまでも様々な物質科学研究に使われてきました。一方，生成標的に一旦止まってしまったπ^-は，直ぐに原子核に捕獲されるので，残念ながら，負の表面（低速）μ^-は，取り出すことができません。

4. J-PARC MUSE ビームライン

4.1 D ライン（汎用ミュオンビームライン）

D ラインでは、世界最高強度を誇るパルスミュオン（4MeV 表面（低速）μ^+, 0.1-55MeV 高速（崩壊）$\mu^\pm$）ビームを用いて、磁性・超伝導物質を対象としたミュオンスピン探針研究や、水素の同位体として水素の電子状態を解明する物性材料研究、素粒子、原子核物理学、原子分子物理学、化学、生物学、医学への応用、負ミュオンによる非破壊分析と幅広い学際領域にわたる科学研究が展開されています。

4.2. U-ライン（超低速ミュオン(0.05-30 keV)ビームライン）

U ラインでは、世界最高強度となる 1 パルスあたりのミュオン強度 800,000 個 (212kW) を達成している。この大強度表面ミュオンビームとパルスレーザーを組み合わせることによって、打込み深さが非常に浅く (1-300 nm)、パルス幅(1-2 ns)も短く、低いエミッタンス（ビームの拡がりが小さい）で、単色性に優れているという数々の特徴を持った超低速μ^+ビーム(0.05-30 keV)がえられます。これらのユニークな特徴を生かして、表面・界面におけるスピンプローブとして、表面近傍の孤立水素原子のプローブとして或いは、微少試料のプローブとして期待されています。

4.3. S ライン（低速（表面）ミュオンビームライン）

物質科学の研究者から要望の多い、低速（表面）μ^+専用ビームラインで、26 年度中夏季には、4 つあるビーム実験エリアの内、S1 エリアまでの設置が完了し、表面ミュオン実験が開始されています。静電キッカー装置、ビームスライサーにより $10^{6-7}\mu^+$/秒の強度のビームを 4 つの実験エリアへ同時に供給されます。

4.4. H ライン（高速 ミュオンビームライン）

ミュオニウム（μ^+e^-）の超微細構造の精密測定や第 2 世代のレプトンであるミュオンから第 1 世代のレプトンへの変換現象を精密に測定する実験、更には、300MeV/c まで加速して、ミュオン異常磁気能率の精密測定（g-2）や EDM 等の比較的長期間にわたる素粒子物理に関わる基礎物理実験等が計画されています。

5. おわりに

J-PARC ミュオン施設（MUSE）では，日本国内外での，バルク内部のみならず表面，薄膜・多層膜，スピントロニクス等のナノサイエンスを含む物質科学研究分野にとどまらず，化学，生物学，素粒子原子核物理，非破壊検査の研究において新しい展開を期待できます。私自身も学生の頃、原子力学会に参加しておりました。原子力の研究者の皆様にも是非，ミュオンを使ってご研究を進めて頂くことができればこんな喜ばしいことはありません。可能性を検討してみようかとお考えの方は，ご一報いただければと思います。

*Yasuhiro Miyake

[1]KEK IMSS Muon Science Laboratory, [2]J-PARC MLF Muon

放射線工学部会セッション「ミュオン工学の可能性」

(2) 地中空洞探査に向けたミュオグラフィ検出器開発

(2) Development of Muography Detector for Underground Cavity Survey

*金 政浩[1]，大野 裕明，Kullapha Chaiwongkhot[1]，近藤 和博[1]，渡辺 幸信[1]

[1]九州大学総合理工学研究院

1. 研究背景

「非常に透過力の高い放射線が大気よりさらに上方からふりそそいでいる」という発見は1912年のV.F. Hessによる7回の気球飛行による計測によってなされた[1]。ミュオン自体の発見にはそれからさらに長い時間を必要とした。1933年に霧箱を用いて陽電子を発見[2]したC.D. Andersonが、その3年後の1936年に同様に霧箱による計測から、S.H. Neddermeyerと共に「150MeV以上の粒子が宇宙線に含まれている」と発表[3]し、まさにこれがミュオンであった。

このミュオンを用いた「対象の透過実験」に関する試みは、さらにそれから19年後であった。1955年にE.P. Georgeが山のトンネル内から、表土の厚みをミュオン計測から予測したのが世界初のミュオンの巨大対象透過実験であった[4]。ただ、この実験はまだ「ミュオグラフィ」…つまりミュオンを用いたラジオグラフィ…とは言えないものであった。

世界初のミュオグラフィ実験は、Alvarezらによって、ギザのピラミッドの透過画像を得たもの[5]である。Alvarezはスパークチェンバーを主検出器として、ミュオンの飛来方向と強度を計測し、ピラミッド中にある未発見の部屋を探索した。あいにく結論としては、新しい部屋を見つけることはできなかったが、このアイデアは近代のミュオグラフィの研究に引き継がれていることは言うまでもない。

さて、近代のミュオグラフィは1987年の湊氏による名古屋地下鉄構内からの計測[6]によって、土壌厚さとミュオン強度の関係を求めたfeasibility studyの頃から徐々に応用が再度検討され始めた。1995年には、長嶺らによってミュオグラフィの地学的応用のひとつとして、火山の噴火予知への応用が検討されはじめた[7]。この研究は、現在の田中らによるミュオグラフィ研究[8-12]に引き継がれ、大きく発展している。また、森島らの研究により、原子核乾板の読み出しが自動化されたこと[13]と並行して、これを用いたミュオグラフィ技術に関する研究[14,15]も精力的に進められている。海外でも、LANLと東芝(株)による、ホームランドセキュリティのための核物質探査に応用する研究[16]や、Glasgow大学などによる核廃棄物監視に適用する研究[17,18]など、枚挙に暇が無い。

このような状況のなか、ミュオグラフィは地中空洞探査応用への期待が高まってきている。地中空洞は、人工的な地下施設によって引き起こされ、徐々に成長し、しばしば地盤沈下に至る事例が報告されている。これらの空洞は地盤沈下に至る前に発見し、対策を講じることで事故を未然に防ぐことができる。しかしながら、既存の探査技術ではその分解能や探査深度に制限（いわゆる「探査空白域」）があり、十分な探査がなされていないことが指摘されている。2009年に財団法人機械システム振興協会の作成した「ミュー粒子の工学応用による地中空洞化調査システムに関する調査研究報告書[19]」では、次の様に述べられている。「ミュー粒子による探査では① 従来の探査技術ではできなかった空洞探査の空白域の探査が可能となる、② 反射や屈折を考慮した複雑な解析が必要ない、③ 土木設計に適用できる密度を直接的に得ることができる、などの現状技術にはない優位性を期待することができる。」

*Tadahiro Kin[1], Hiroaki Ohno[1], Kullapha Chaiwongkhot[1], Kazuhiro Kondo[1] and Yukinobu Watanabe[1]

[1]Kyushu Univ.

図 1 の赤線は既存の探査技術の探査深度およびその分解能を示している。両者の間が探査空白域となっているが、地盤沈下対策のためには青線で示した分解能(～30msr)が必要とされている(文献[20]の 5 章より概算)。ミュオグラフィ技術はまさにこの領域をカバーできる技術である。本研究では、このニーズに応えるため、地中空洞探査に向けたミュオグラフィ検出器の開発を目的とした。目標は、(1)地中空洞探査に求められる分解能 30msr 以上で、(2)地下からの計測を想定して小型かつ消費電力が小さく、(3)降雨などによる地下水分布に対応するためオンライン計測可能なミュオグラフィ検出器である。

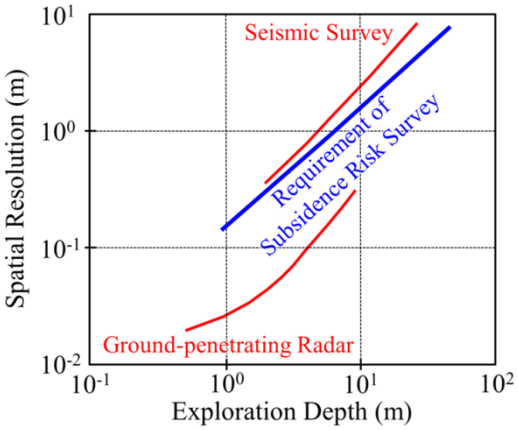


図 1 既存の探査技術の探査深度と分解能の関係、および地中空洞探査に求められる分解能

2. 開発したミュオグラフィ検出器

2-1. 検出原理

ミュオグラフィには「散乱法 [16-18]」と「透過法 [5-12]」がある。前者はミュオンの入射前後の散乱角を計測し、その差からおおまかな原子番号の分布まで得ることができるメリットがあるが、計測対象を 2 台の飛跡検出器で挟む必要があり、大規模な対象のミュオグラフィには高いハードルがある。我々は地中という大規模な構造を対象としているうえ、空洞という原子番号の情報が不要な計測を目的としているため、後者の透過法を用いた検出器を開発した。その概念図を図 2 に示す。図中のミュオグラフィ検出器は 2 台のミュオン位置検出器（mu-PSD, muon Position Sensitive Detector）から構成されている。この検出器に入射したミュオンは、各々の mu-PSD によって、空間中の座標が 2 点決定される。このことより、ミュオンの飛跡を求めることができる。長時間計測を行うことで、ミュオン強度の天頂角θ、方位角ϕ分布が得られる（θとϕの定義は図 3 参照）。ある方向(θ, ϕ)に存在する土壌の厚み$t(\theta,\phi)$は計測位置から求めることができる。また、厚みtの土壌で遮蔽されるミュオンの最大エネルギーを$E_{max}(t)$と置く。宇宙線ミュオンのエネルギー分布を$I_0(E,\theta,\phi)$と置くと、想定されるミュオン強度$I_p(\theta,\phi)$は、次の様に書ける。

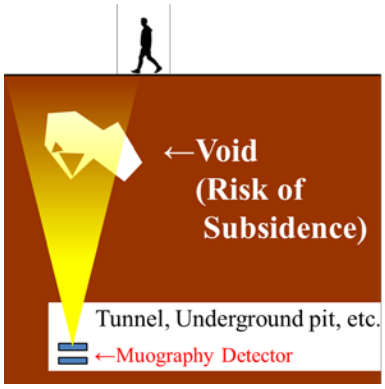


図 2 ミュオグラフィによる地中空洞探査の概念図

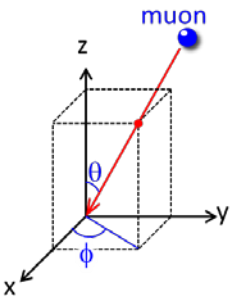


図 3 天頂角θと方位角ϕの定義

$$I_p(\theta,\phi) = \int_{E_{max}(t)}^{\infty} I_0(E,\theta,\phi)\, dE$$

ミュオグラフィ検出によって得られた強度が、$I_p(\theta,\phi)$より大きければ、(θ,ϕ)の方向には低密度域（地中空洞や地下水だまり）が存在することがわかる。

また、もうひとつの方法として、地表における計測が可能な場合、地表での計測率の生データ$R_s(\theta,\phi)$と対象を計測した生データ$R_m(\theta,\phi)$の比を取ることで、(θ,ϕ)方向の減衰率を求め、その減衰率から(θ,ϕ)方向の土壌厚さを線積分値として得る方法も可能である。

2-2. 検出器の構成

今回開発した mu-PSD は、Plastic Scintillating Fiber (PSF)とシンチレーション光を読み出す MPPC から構成されている。まず、断面が 2 x 2mm の正方形の PSF を 64 本並べ、4 本ごとに束ねて、アルミ箔の反射材を巻いた。この PSF Sheet を 2 枚、図 4 のように直交させて配置し、各々束ねられた PSF の一方の端面に MPPC を取り付けた。この mu-PSD は 1 ピクセルのサイズが約 8 x 8mm となる。地中空洞探査に必要な 30msr 以上の分解能を達成するために、2 台の mu-PSD の検出器間距離は 100mm とした。

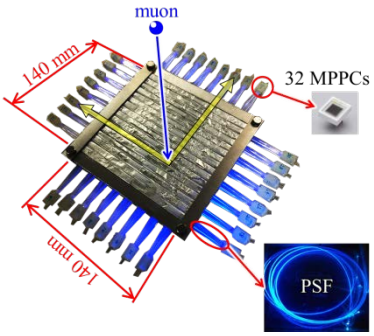


図 4 ミュオン位置検出器の写真

こうすることで、分解能は 25msr となる。また、MPPC は温度によって Gain や Dark Count が著しく変動することがよく知られている。これを抑えるため、ペルチェ式の冷却・加熱システムによる温度コントロールシステムを導入した。2 台の mu-PSD は、この温度コントロール可能な暗室の中に図 5 のように設置した。なお、MPPC の動作とデータ読み出しには、EASIROC Module[21]を使用している。

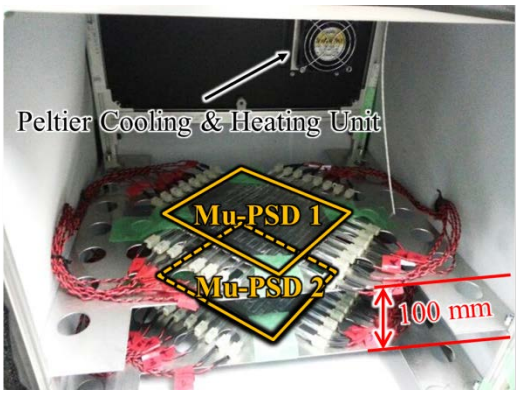


図 5 組み上がったミュオグラフィ検出器の写真

3. テスト実験

ここでは、International Symposium on Radiation Detectors and Their Uses 2016 (T. Kin et al. “Measurement of Zenith and Azimuth Angular Differential Flux of Cosmic Muons Using a Prototype Portable Muography Detector”) で報告したオープンスカイ計測と、原子力学会九州支部第 34 回研究発表講演会で報告したミュオグラフィテスト計測 (K. Kondo et al.「簡易体系イメージングによるプロトタイプミュオグラフィ検出器の性能検証」) について概要を述べる。

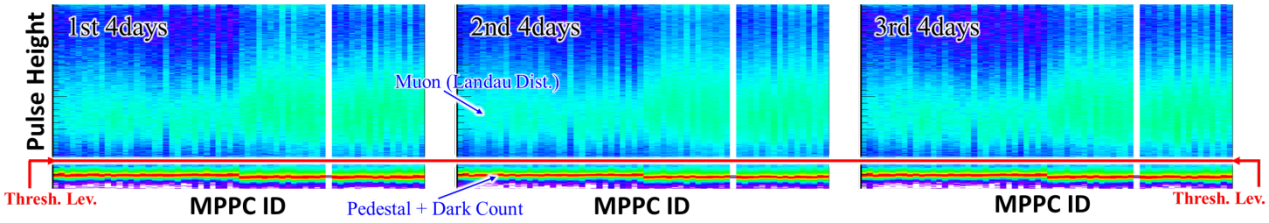


図 6 オープンスカイ計測における、各計測期間の MPPC の波高分布

3-1. オープンスカイ計測

まずは、検出器の動作確認と計測の安定性をチェックするため、天頂角 40 度まで空が開けた体系での計測を実施した。なお、計測は 4 日×3 回行った。また、この計測は、2-1 で述べた$I_s(\theta,\phi)$のデータとして、3-2 のミュオグラフィテスト計測にも使用する。

まず、計測の安定性をチェックするため、3 回の計測結果を図 6 に示す。全ての計測期間で、ゲインの大幅な変動、ダークカウントの著しい増減は見られなかった。また、ダークカウントは Threshold レベル以下にとどまり、計測に影響を与えていないことも確認された。

次に、オープンスカイ計測によって得られた$R_s(\theta,\phi)$のデータを図 7 に示す。結果は非常に滑らかな関数として得られ、検出器は良い Uniformity を持っている事が確認できた。

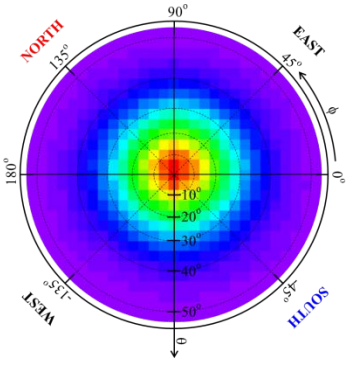


図 7 オープンスカイ計測の結果

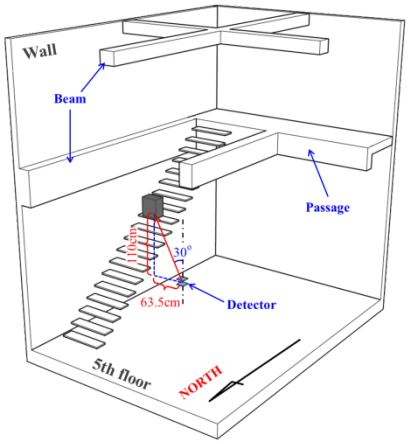


図 8 テスト計測体系の概要

3-2. ミュオグラフィテスト計測

次に、鉛ブロックを対象とした簡易的なミュオグラフィテスト計測を実施した。図 8 に示すように、検出器から 110cm 上方、東方向、天頂角 30 度の位置に、20×30×35cm^{3}の鉛を配置した。計測室は 5 階建て建屋の 5 階であり、上方には天井と梁程度しか存在しない条件である。

約 168 時間の計測で得られた計数率分布$R_m(\theta,\phi)$を図 9 に示す。さらに、これを 3-1 で得られた$R_s(\theta,\phi)$で割ることで、減衰率の分布に換算したものを図 10 に示す。減衰率分布では、壁や梁の影響とみられる構造が観測されたが、鉛を配置したθ=30°、ϕ=45 °、付近に明確な減衰が見られた。このことから、開発したミュオグラフィ検出器は対象物を正しい位置に撮像できることが確認できた。

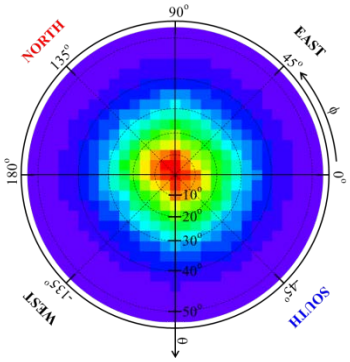


図 9 テスト計測の結果(Raw Data)

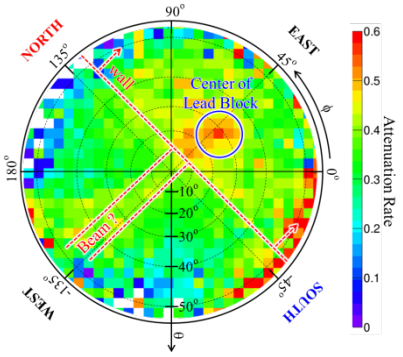


図 10 テスト計測減衰率分布

さらに、鉛による減衰率の妥当性の検証を簡易的に行った。図の青丸で示したθ=30°、ϕ=45 °方向は、図 8 に示したように、大きな梁が存在する。鉛ブロック中心付近の減衰率 56.9%は、その梁による減衰も含んでいる。そこで、梁のみが存在するθ=30°、ϕ=20 °方向の平均減衰率 45.2%との差を取ったところ、鉛のみの寄与は 11.7%とわかった。θ=30°、ϕ=45 °方向の鉛の厚みは約 40cm である。これは、最大で 580MeV のミュオンを遮蔽できる厚みに該当する。全宇宙線ミュオンのうち、580MeV 以下のミュオンがしめる割合は 13.6%であり、おおむね実験で得られた減衰率と一致していることがわかった。

4. 結論

我々は、地中空洞探査へのミュオグラフィ技術の応用を考え、 (1)地中空洞探査に求められる分解能 30msr 以上で、(2)地下からの計測を想定して小型かつ消費電力が小さく、(3)降雨などによる地下水分布に対応するためオンライン計測可能なミュオグラフィ検出器の開発を行った。その結果、(1)検出器の設計により、約 25msr の分解能の検出器となっており、(2)MPPC の使用により消費電力を抑えた、(3)オンライン計測可能なミュオグラフィ検出器を作成した。

また、いくつかのテスト計測を通して、良い Uniformity を持つこと、ゲイン変動が小さく安定した波高スペクトルが得られること、計測対象の位置と密度を比較的良い精度で求められることを明らかにした。

地中空洞探査では、0～3.0g/cm^{3}程度のダイナミックレンジを持ち、10%程度以上の密度分解能があることが必要と想定される。今後は、さらにテスト計測を重ねることで、密度分解能の性能について評価を行う。さらに、地下施設から、人工建造物などの形状がわかっているもののミュオグラフィ計測をおこない、実用に向けた詳細な検討を積み重ねて行く予定である。

参考文献

[1] V. F. Hess, ”Über Beobachtungen der durchdringenden Strahlung bei sieben Freiballonfahrten” Z. Phys. 13 (1912) 1084.

[2] C.D. Anderson, “The Positive Electron” Phys. Rev. 43 (1933) 491.

[3] C.D. Anderson and S.H. Neddermeyer, “Cloud Chamber Observations of Cosmic Rays at 4300 Meters Elevation and Near Sea-Level” Phys. Rev. 50 (1936) 263.

[4] E.P. George “Cosmic rays measure overburden of tunnel” Commonwealth Engineer (1955) 455.

[5] L. W. Alvarez, et al. “Search for Hidden Chambers in the Pyramids” Science (USA) 167 (3919), 832 (1970).

[6] S. Minato “Feasibility study on cosmic-ray nondestructive testing through structural analysis of subway stations” NDT int’l, 20 (1987) 231.

[7] K. Nagamine et al. “Method of probing inner-structure of geophysical substance with the horizontal cosmic-ray muons and possible application to volcanic eruption prediction” Nucl. Instr. Meth. A 356 (1995) 585.

[8] H. Tanaka, et al. “Development of the Cosmic-ray Muon Detection System for Probing Internal-Structure of a Volcano” Hyperfine Interactions 138 (2001) 521.

[9] H. Tanaka, et al. “Development of a two-fold segmented detection system for near horizontally cosmic-ray muons to probe the internal structure of a volcano” Nucl. Instr. Meth. A 507 (2003) 657.

[10] H.K.M. Tanaka et al. “Radiographic measurement of the internal structure of Mt. West Iwate with near-horizontal cosmic-ray muons and future developments” Nucl. Instr. Meth. A 555 (2005) 164.

[11] H.K.M. Tanaka et al. “Detecting a mass change inside a volcano by cosmic-ray muon radiography (muography): First results from measurements at Asama volcano, Japan” Geophysical Research Letters 36, L17302 (2009) 1.

[12] H.K.M. Tanaka et al. "Radiographic visualization of magma dynamics in an erupting volcano" Nature Comm. 5 3381 (2014) 1.

[13] K. Morishima and T. Nakano “Development of a new automatic nuclear emulsion scanning system, S-UTS, with continuous 3D tomographic image read-out” JINST 5 P04011 (2010).

[14] H.K.M. Tanaka et al. “RADIOGRAPHIC IMAGING BELOW A VOLCANIC CRATER FLOOR WITH COSMIC-RAY MUONS” American J. of Science, 308 (2008) 843.

[15] 名古屋大学プレスリリース, 「名古屋大学が(株)東芝と共同で、福島第一原子力発電所 2 号機原子炉内部の宇宙線ミュー粒子による透視に成功」2015 年 3 月 20 日.

[16] C.L. Morris et al. “Tomographic Imaging with Cosmic Ray Muons” Science and Global Security 16 (2008) 37.

[17] A. Clarkson et al. “The Design and Performance of a Scintillating-Fibre Tracker for the Cosmic-ray Muon Tomography of Legacy Nuclear Waste Containers” Nucl. Instr. Meth. A 745 (2014) 138.

[18] R. Kaiser et al. “A Prototype Scintillating-Fibre Tracker for the Cosmic-ray Muon Tomography of Legacy Nuclear Waste Containers” EPJ Web of Conferences 66 INPC 2013 (2014) 10005.

[19] 財団法人エンジニアリング振興協会, “ミュー粒子の工学応用による地中空洞化調査システムに関する調査研究報告書” (財団法人機械システム振興協会, Tokyo (2009).

[20] T.Kawamoto, BUTSURI-TANSA, 58 (2005) 589.

[21] 石島直樹 “ATLAS アップグレード用シリコン検出器試験用システムの開発” 修士学位論文, 大阪大学理学研究科 (2014).

放射線工学部会セッション「ミュオン工学の可能性」

(3) 原子核乾板による宇宙線ミュオン測定とその応用

(3) Measurement of Cosmic-ray muon with nuclear emulsion and its applications

*森島 邦博[1]

[1]名古屋大学

1. 宇宙線ミュオンを用いた非破壊検査技術

我々は、原子核乾板を用いた宇宙線ミュオンラジオグラフィの技術開発とその応用を進めている。宇宙線は、地球外から飛来する一次宇宙線（陽子やヘリウムの原子核等を主成分とする）とその一次宇宙線が地球大気中の原子核と衝突する事で生成される二次宇宙線（ミュオン、中間子、ニュートリノ、陽子、中性子、電子、ガンマ線など多種多様）の 2 つの成分に分けられる。二次宇宙線の中でも電荷を持つために検出が容易であり、かつエネルギーに依存した極めて高い透過力を持つ“ミュオン”を利用する事で、X 線レントゲン撮影と同様にミュオンの透過率の違いによる内部イメージングが可能となる。イメージングの対象は、火山や原子炉、ピラミッドなどの大型構造物である。ミュオンは大気中で一様に生成されるため、人工的に発生させて利用する X 線のような平行ビームとは異なり、あらゆる方向から地上へ降り注いでいる。そのため、ミュオンによるイメージングでは、“どの方向から来たミュオンがどれくらい減っているのか？”という情報が必要であり、ミュオン検出器には 3 次元的な飛来方向の測定が求められる。我々は、このような宇宙線ミュオンを用いた大型構造物の非破壊イメージング技術「宇宙線ミュオンラジオグラフィ」に適した検出器として原子核乾板の技術開発を進めている。

2. 原子核乾板によるミュオン測定

原子核乾板とは、電荷を持つ素粒子や原子核（荷電粒子）の軌跡を 1μm 以下の極めて高い 3 次元空間分解能で記録する銀塩写真フィルムである。図 1 に示すように、原子核乾板の構造は、厚さ数十 μm の感光層の中に均一な粒子径（0.2μm 程度）の臭化銀結晶を高密度に分散したもので、この臭化銀結晶中を荷電粒子が通過すると結晶表面に潜像核が形成される。化学現像により潜像核は直径 1 μm 程度の銀粒子へと成長する。このような原理により荷電粒子の軌跡を 1 μm 以下の分解能で 3 次元的な銀粒子列（飛跡）として記録出来る。これらの飛跡を立体的に認識するためには、光学顕微鏡による測定が必要である。我々は、原子核乾板に記録された 3 次元飛跡を高速にデジタルデータ化してコンピューター上で処理するための原子核乾板自動飛跡読み取り装置とその解析技術の開発を進めて来た。これらの技術により、宇宙線を原子核乾板で検出してその中からミュオンの飛跡を選別し、その飛来方向の角度分布を得る事が出来る。環境放射線バックグラウンドとなる MeV 領域のガンマ線による電子飛跡との識別については、原子核乾板中での飛跡形状などを分析する事により高い識別が可能である。更に、原子核乾板と薄い鉛板等を交互に積層した検出器構造（ECC）を用いる事で、ミュオンのエネルギーの測定も可能である。

原子核乾板を宇宙線ミュオンラジオグラフィの検出器として用いる際の特徴としては、検出器が持つ高い角度分解能と 360 度の視野が挙げられる。更に、電源が不要であり、薄型・軽量である。また、任意の形状、サイズへ加工する事が出来るため、ボーリング孔への挿入による地下からの観測や、狭い隙間への挿入、壁への張り付けなど、大がかりな設備を必要とせずに人力での設置・回収が可能である。これらの特徴は観測対象の周辺や地下に検出器を設置する宇宙線ミュオンラジオグラフィにおいては非常に大きな利点である。

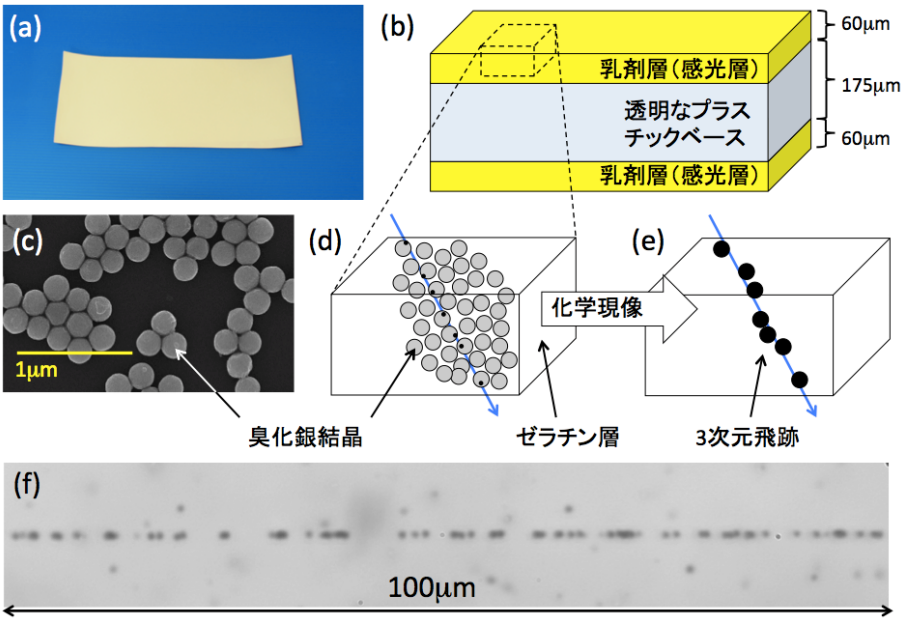


図 1. 原子核乾板の概要。(a) 現像前の原子核乾板の写真、(b) 原子核乾板の断面図、(c) 臭化銀結晶の電子顕微鏡写真、(d) 荷電粒子が通過して潜像（臭化銀結晶中の黒い点）が記録される様子、(e) 化学現像後に潜像が成長して現像銀粒子となる様子 (f) 現像されたミュオンなどの荷電粒子の飛跡（銀粒子の黒い点列）の光学顕微鏡写真。

3. 福島第一原子力発電所 2 号機観測への適用

我々は、このような原子核乾板の特徴を生かす事で、福島第一原子力発電所の原子炉内部の迅速な観測の実施が可能であると考え、2014 年から 2015 年にかけて、原子核乾板を用いた 2 号機、及び 5 号機の観測を行った（(株) 東芝との共同研究)。原子核乾板は名古屋大学で製造して福島第一原子力発電所へ輸送、3 週間程度のミュオンの観測後、回収して名古屋大学へ輸送する手順で行った。その後、名古屋大学で現像を行い、自動飛跡読み取り装置 S-UTS による飛跡情報のデジタルデータ化により得られたミュオン飛跡の解析を行った。原子核乾板はガンマ線により散乱される電子に感度を持つためにガンマ線を遮蔽する構造体が必要であり、厚さ 5cm の鉛遮蔽体を製作してその中に原子核乾板を挿入して観測を行った。その大きさは、高さ約 1m の非常にコンパクトなものであった。この観測では、炉心溶融が疑われる 2 号機と同型の健全な 5 号機との同時観測を行った。その結果、圧力容器内の炉心部については、健全な 5 号機よりも 2 号機の方が有意に物質の存在量が少ない事を確認し、2 号機では炉心溶融が起きていた事を裏付けた。

4. 多分野への応用

我々は、原子炉のようなプラント診断の他、以下のような分野への応用を進めている。

4-1. 考古学遺跡調査への応用

考古学遺跡は、未だにその内部構造が不明なものが多く、様々な非破壊検査技術による内部調査が行われている。このような調査では、例えばレーダー探査などが用いられるが遺跡内部を探査するには、探査可能な深度や解像力が不十分である。そのため、宇宙線ミュオンラジオグラフィの適用が期待されているが、考古学遺跡調査では原子核乾板が持つ“電源不要・軽量・コンパクト”という特徴が非常に適してい

る。現在、高さ 100m を越えるものもあるエジプトのピラミッド調査への応用を本格的に進めており、他にも日本の古墳やメキシコの遺跡、イタリアのポンペイの遺跡等への応用も検討している。

4-2. 火山、断層、資源探査などへの応用

火山内部構造のイメージングにはすでに宇宙線ミュオンが用いられているが、1km を越える厚さの山体を通過する事が出来るミュオンの数は極めて少ないため、火道などの構造をイメージングして十分な解像力を得るためには、$100m^2$ 級の大面積検出器が必要である。また、3 次元情報を得るためには、周辺に複数の検出器を設置する必要があるため、更にその数倍にもなる。このような大面積検出器の実現に原子核乾板は適している。また、同様の理由から断層や資源探査などへの応用も可能である。

4-3. 地下空洞調査や老朽化検査などインフラ点検への応用

地下に存在する空洞などが引き起こす陥没事故を未然に防ぐためには、地下空洞調査が不可欠であるが、これも宇宙線ミュオンラジオグラフィの対象である。しかし、上空から降り注ぐ宇宙線を対象とするために、地下への検出器の設置が不可欠となる。そのためには、ボーリング孔などを掘り、そこに検出器を挿入するなどの工夫が必要である。原子核乾板は、サイズや形状を自在に決められるがその角度分解能は変わらないため、ボーリング孔に挿入可能な検出器とする事が可能でありこのような用途に非常に適している。また、ダムや盛土などの老朽化検査においては、密度の測定が一つの手段であり、これも宇宙線ミュオンラジオグラフィの対象である。原子核乾板であれば、同時に複数箇所に設置出来るため、これらのインフラ点検などへの実用化研究も進めている。

5. まとめ

我々は、極めて高い角度分解能を持ちながらも電源不要・軽量・コンパクトという特徴を併せ持つ「原子核乾板」による宇宙線ミュオンラジオグラフィ技術の開発を進めている。このような特徴により、福島第一原子力発電所の原子炉の観測では迅速な測定が行われ、2 号機の炉心溶融を裏付ける結果が得られている。現在では、巨大な石造建築であるエジプトのピラミッド内部の観測も進めている。今後、大面積検出器の実現による火山などの観測やボーリング孔を活用した地下空洞調査などのインフラ点検技術への応用など、原子核乾板による宇宙線ミュオンラジオグラフィ技術の幅広い展開を進めていく。

*Kunihiro Morishima[1]

[1]Nagoya Univ.

放射線工学部会セッション「ミュオン工学の可能性」

(4) 宇宙線ミュオンによる原子炉非破壊検査

(4) Non-destractive inspection for nuclear power plant by cosmic-ray muon

高松 邦吉[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

1-1. 東京電力福島第一原子力発電所の事故前

高温工学試験研究炉（HTTR）は運転時に炉内温度が 1,000℃以上の高温であるため，炉心部に計測機器を設置できず，燃料部を直接測定して試験データを取得することは困難である。そこで，運転中の原子炉において，原子炉圧力容器の外側，または原子炉格納容器の外側から，燃料等を取り出すことなく炉心の状態をモニタリングできないか研究を進めた。

東京電力福島第一原子力発電所の事故（以下「福島第一事故」という）前の 2008 年から非接触・非破壊で原子炉の内部構造をモニタリングできれば，原子力工学に非常に大きなインパクトを与えると考え，宇宙線ミューオンを使って原子炉の内部構造のモニタリングを試みた。ミューオンは，大きな構造物を非破壊で透過することができる。その当時，宇宙線ミューオンを使って原子炉の内部構造のモニタリングを試みる人は誰もおらず，新規性を確認した。また，東京大学地震研究所が主催したシンポジウムにおいて，「原子炉を視る」というタイトルで，(1)ミューオンで密度の違いを区別できるならば，炉内温度をモニタリングできる可能性がある。(2)ミューオンで原子番号の違いを区別できるならば，原子炉の内部構造物をモニタリングできる可能性がある，とミューオンによる原子炉工学への応用について発表した[1)]。さらに，J-PARC センターにおいても同様に発表した。

1-2. 多重クーロン散乱を利用して原子番号が異なる物質を識別

福島第一事故前，ミューオンを用いて密度ではなく原子番号の違いを検出できないか検討した。HTTR の構造物は減速材である黒鉛ブロック，原子炉圧力容器，燃料体であるウランであり，他の空間にはヘリウムが充填されている。それらの原子番号の違いを検出できないかと考えた。また，予め炉心を透過した試験データを取得し，大規模地震で炉内構造物が破損した場合の試験データと比較することで，両者の差から破損具合を検出できるのではと考えた。大規模地震で炉内構造物が破損した場合，燃料交換機で燃料等を取り出すことは不可能であるため，原子炉圧力容器の外側から炉心を検査できれば有用である。そこで，黒鉛ブロックの黒鉛，原子炉圧力容器を模擬する鉄，ウランを模擬する鉛を購入し，原子番号が異なる物質を識別する実験を開始した。

その結果，新規性として，福島第一事故前に，ミューオンを使った非接触・非破壊のモニタリング手法を考案し，黒鉛，鉄，鉛の原子番号 Z の異なる物質を識別する実験を成功させた。反応の前後で密度長 x が変化しない物質においても，原子番号 Z が変化すれば，地上に飛来するミューオンのクーロン散乱を利用し，モニタリングができることを確認した。この方法を発展させると，原子炉の内部構造の可視化ができると予想された。以上から，多重クーロン散乱を利用して原子番号の違いを検出できる手法を開発し，ミューオンのクーロン散乱を利用した原子炉の内部構造の可視化が，新しい原子炉計測設備として可能であることを明らかにした[2)]。

1-3. 福島第一事故後

東京電力株式会社は，元の位置に存在する炉心が喪失し，その溶融物が原子炉格納容器の底に溜まって

いると予想した。福島事故前，既に原子番号の違いを検出できる手法を開発していたので [2]，原子炉建屋外から形状を喪失した炉心及び原子炉格納容器の底に溜まっている溶融物を検出できると提案した結果，HTTR を用いて原子炉格納容器の外側から炉心の状態を確認する「オンサイト非破壊検査技術の開発」プロジェクトを立ち上げることができた。以下，燃料デブリの状況を把握するための原子炉内可視化に対するミューオンの適用性を検証する。

2. HTTR 内部構造を可視化 [3]

2-1. 測定装置

図 1 に，可視化試験に用いた測定装置の概要を示す。ミューオンがシンチレータに入射した際の発光を，光電子増倍管及び増幅器で電気信号に変換・増幅し，ディスクリミネータにより自然γ線とミューオンを選別する。検出部は 2 つで一組とし，これらを同時に通過したミューオンをカウントする。

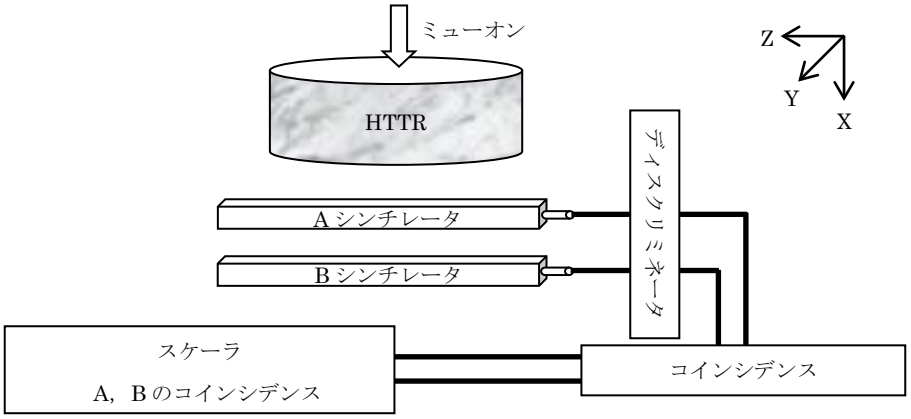
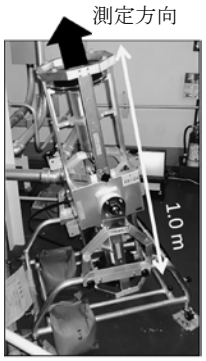


図 1 HTTR 内部構造を可視化する測定装置

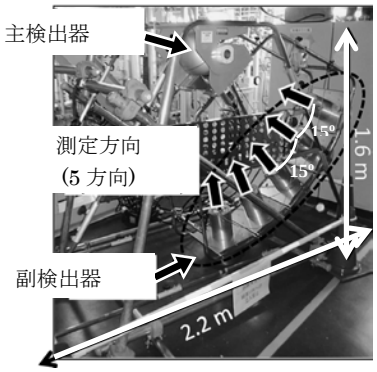
HTTR 可視化試験には，一般財団法人エンジニアリング協会及び川崎地質株式会社が製作した 2 種類，計 3 台の測定装置を用いた。図 2 に示す 2 台はシングルチャンネル(a)，(b)と呼称する装置で，一組の検出器を有し，1 方向の測定が可能である。一方，図 3 に示す 1 台はマルチチャンネルと呼称する装置で，1 つの主検出器に対し，5 個の副検出器を備える。マルチチャンネルの場合は，主検出器とそれぞれの副検出器を同時に通過したミューオンをカウントする。副検出器は 15°間隔で配置され，同時に 5 方向の測定が可能であり，測定時間をシングルチャンネルの 1/5 の時間に短縮可能である。なお，本装置は，厚さ約 11m の地盤を地下から計測し，地中に存在する直径 1.3m の埋設管を判別可能な分解能を有する。



シングルチャンネル(a)

シングルチャンネル(b)

図 2 シングルチャンネルのミューオン検出器
検出器の測定点と方位角



マルチチャンネル

図 3 マルチチャンネルのミューオン検出器
検出器の測定点と方位角

これらの装置を用いた測定方法を簡単に説明する。測定準備として，測定方向に向け装置を固定した後，

PC 上で測定条件を設定し，測定を開始する。このとき，測定時間は後述するように 23 時間，また，γ線の影響等を除去するためディスクリミネータでのエネルギーしきい値を 3MeV に設定し，これ以下のエネルギーの信号は除外した。測定開始後は，図 1 の A シンチレータで検知したミューオン数，A 及び B の両シンチレータで同時に検知したミューオン数（同時計数）が，PC に自動的に記録される。測定の状況は，PC モニタで随時確認できる。設定した測定時間になると，自動的に測定を終了する。

2-2. HTTR

HTTR は，黒鉛及びコンクリート製の構造物が大きな体積を占めており，次いで鋼製の容器，機器・配管が占める。黒鉛及びコンクリートの密度は鋼の半分以下であるが，透過距離は鋼製構造物の数倍になるため，測定結果に大きく影響すると考えられる。なお，構造材として厳密には密度の異なる様々な材料が用いられているが，測定精度等を考慮して，以降の評価では材料密度を黒鉛：1.8g/cm^3，コンクリート：2.5 g/cm^3，鋼：7.8g/cm^3，地盤：1.8 g/cm^{3}に統一して計算等を行った。また，複数の材料で構成される構造物については，体積比等から密度を算出して用いた。

図 4，図 5 に，HTTR の水平断面の概略を示し，可視化試験の測定点及び水平方向の測定方向（測線）を図中に示した。測定装置（シングルチャンネル×2，マルチチャンネル×1）は，HTTR 地下の原子炉格納容器周り 5 つの測定点に設置した。測定点は全て図 6 に示した HTTR 地下 3 階の同一フロアであり，それぞれの測定点を A～E とした。また，図には示していないが，原子炉の有無による比較を行うため，原子炉と逆方向（建屋方向）も測定した。

図 4, 図 5 に示すように, 各測定点の測線の角度（方位角）は, 原子炉格納容器中心方向を基準として±30°の範囲を 15°間隔で変化させた 5 方向とした。なお, 測定点 D のみは試験工程の都合により 2 方向（ - 30°, 0°）のみの測定とした。また測線ごとに，真上を 0°として 70°まで 5°ごとに角度（天頂角）を変化させ，15 方向を測定した。図 6 に，例として測定点 B における測定方向の天頂角を示す。

測定時間は 1 天頂角あたり 23 時間とし，測定準備の時間を考慮して 1 日ごとに角度を変更した。なお，測定時間は，ミューオンの日中の平均的な個数と HTTR 内部構造物の密度情報を基に，HTTR を透過するミューオンの個数が平均 1,000 またはそれ以上になるように決定した。これは，後述する計数誤差（変動係数）が 3%程度になるように想定した値であり, ミューオンによる地盤探査における実績値である。なお，変動係数を 3%以下にするためには計測時間をさらに長くする必要があるが, 増加した計測時間に対する精度向上の度合いが小さいため，実用上この数値を用いることにした。測定結果は各測定方向の同時計数として得られ，これを面密度（鉛直方向の厚さと平均密度を掛け合わせた量）に換算して評価した。

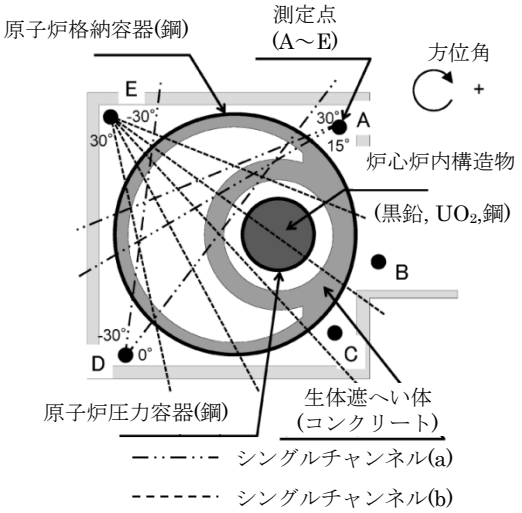


図 4 シングルチャンネル検出器の測定点と方位角

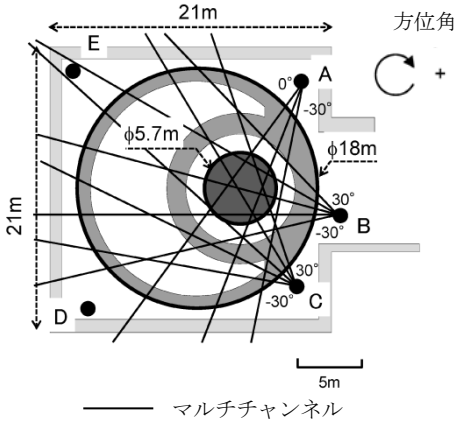


図 5 マルチチャンネル検出器の測定点と方位角

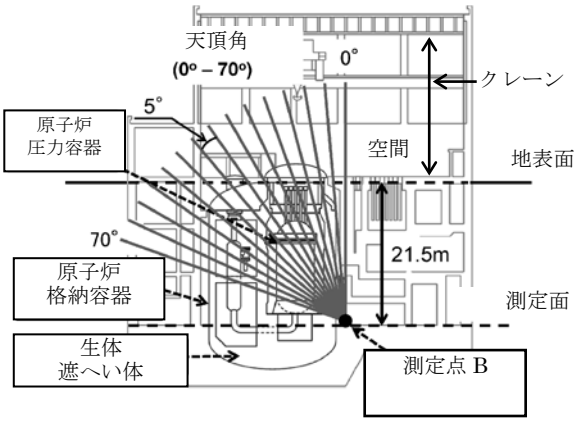


図 6 測定点 B におけるマルチチャンネル検出器の測定方向の天頂角

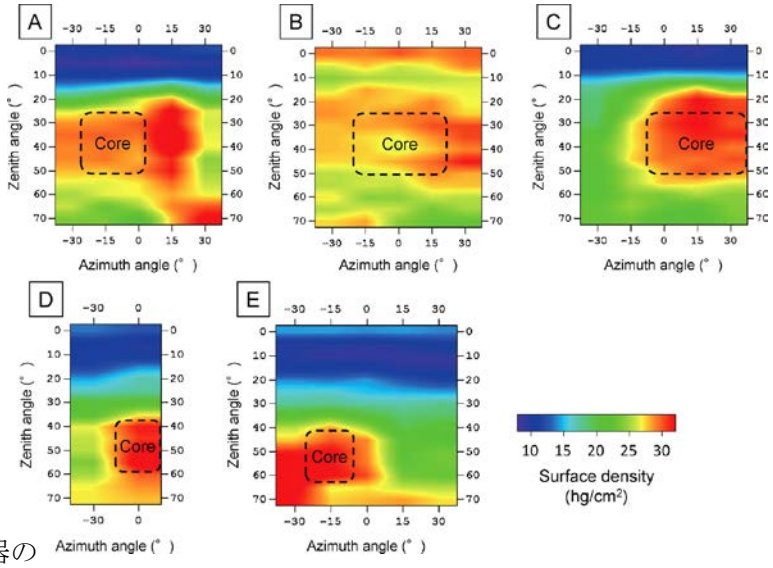


図 7 各測定点における面密度の測定結果

2-3. 試験結果

本試験における同時計数の値は，最低で約 300，最高で約 5,000 であった。ミューオンの計数には統計的誤差が含まれ，ポアソン分布に従うことが知られている。従って，同時計数 N に対する標準偏差 σ は $\sigma=\sqrt{N}$ で表され，これを基に変動係数（誤差）は $\sqrt{N}/N\times100\%$ で定義される。同時計数が 1,000 の場合，変動係数は約 3.2%であり，300 の場合は約 5.8%である。なお，主要構造物が含まれる天頂角が 50°以下の測定範囲で，概ね目標値である 1,000 以上の同時計数が得られており，内部構造可視化の可能性を議論するのに十分な測定時間であったと考えられる。

図 7 に面密度の分布の結果を示した。各測定点の間，あるいは方位角ごとに変化が異なっており，HTTR の内部構造を反映した結果が得られていると推察される。図 7 には炉心方向に相当する領域を破線で示してある。図 7 より，面密度の全体的な傾向として，天頂角が小さい真上の方向の面密度が平均値に比べて小さく，天頂角が大きくなるにつれて高い面密度となった。これは，図 6 に示したように HTTR の天井方向は，建屋 1 階床面から天井まで空間であり，天頂角が大きくなるにつれて原子炉格納容器の内部構造物が存在することと一致する。

面密度が大きい領域に着目すると，炉心を通過する領域で面密度が大きく，約 30～32hg/cm^{2}であった。なお，h はヘクト（10^{2}倍）を意味する。HTTR の図面を参照して炉心及び生体遮蔽のコンクリートの透過距離及びそれぞれの材料密度を用いて面密度を計算すると約 30hg/cm^{2}となり，測定値が妥当であることを確認した。また，図 7 における測定点 C の方位角 15°における面密度変化を，HTTR の縦断面図と対応させると，原子炉圧力容器内部の炉心が存在する天頂角 25°～50°の範囲で面密度が最も大きく，原子炉圧力容器から外れる 0°～10°及び 60°～70°では面密度が小さいことがわかる。

一方，炉心方向以外にも面密度が大きい領域が確認された。この領域は，主に生体遮蔽のコンクリート壁を示していると推定される。原子炉格納容器内部のコンクリート壁の厚さは約 1m，密度は約 2.7g/cm^{3}である。HTTR 炉心の黒鉛製の燃料体の平均密度よりも約 1.8 倍密度が高い。このため，コンクリート壁を斜めに透過するような場合には，透過距離が長くなるため，面密度が大きくなったと考えられる。これは，例えば，測定点 A の方位角 15°及び測定点 B の方位角 30°において見られる。また，測定点 B のみで天頂角 0°方向が高い面密度となっているが，測定点 B の上方にのみ地上付近まで建屋のコンクリート壁が存在

しているためである。

以上から，同時計数法を用いたミューオンの可視化技術により，HTTR の原子炉格納容器の内部を可視化することができ，特徴的な構造として炉心及び生体遮蔽等のコンクリート壁を判別できることを示した。

2-4. 結論

HTTR を対象とした炉内構造物の可視化試験を実施し，福島第一原発敷地内での測定における課題と対策を検討した結果，炉心が溶融して空洞になっているかどうかを確認できることを示した。また，新たな技術開発を行うことなく，検出器の数を増やすことで分解能を増加させることも可能であることを示した。

3. まとめ

2008 年当時，ミューオンを使って原子炉の内部構造をモニタリングする試みを開始したが，研究を進める上で少なからず困難に直面した。しかしながら，HTTR の原子炉格納容器の外側にミューオン検出器を設置し検証試験を行った結果，稼働中の炉心の場所を検出することができた。また，「世界で初めて実機の原子炉を用いた」試験についてマスコミ等への反響があり，日本テレビによる取材が実施され [4]，原子力産業新聞でも紹介された [5]。さらに，技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）から燃料デブリ取出し代替工法の情報提供依頼（RIF）があり，A-2:PCV/RPV 内部調査に必要とされる技術として，「宇宙線ミュー粒子を利用した燃料デブリの位置及び形状の三次元可視化技術」の情報を提供した結果，国内唯一の情報提供者として IRID のホームページに掲載された [6]。

－ 参 考 資 料 －

1）東京大学地震研究所, 高エネルギー地球科学シンポジウム, “素粒子で視る”,帝国ホテル, 2009 年 8 月 11 日.

2）D. Shoji, H.K.M. Tanaka, K. Takamatsu, "Development of a simple-material discrimination method with three plastic scintillator strips: For easy inspection of mass-conserved system", Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, Vol. 654, No. 1, pp. 608-612, (2011).

3) K. Takamatsu, H. Takegami, C. Ito, K. Suzuki, H. Ohnuma, R. Hino, T. Okumura, “Cosmic-ray muon radiography for reactor core observation”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 78, pp. 166-175, (2015).

4)”廃炉”，日本テレビ, NEWS ZERO 及び NEWS EVERY 2013 年 3 月 12 日.

5)（一財）エンジニアリング協会, 川崎地質（株）,（独）日本原子力研究開発機構, “ミューオンで炉内可視化”, 原子力産業新聞, 朝刊, 2014 年 6 月 5 日.

6）技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）, “ご提供いただいた情報（公開情報）の一覧の公開について”, 「燃料デブリ取出し代替工法の情報提供依頼（RIF）」, http://irid.or.jp/fd/public/index_jp.html, 2014 年 2 月 19 日.

Kuniyoshi Takamatsu[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：Advanced Reactor Division

Sun. Mar 27, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sun. Mar 27, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N Lecture Rooms C C202

[TN08] International Review on Safety Requirements for Monju

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

[TN0801] (1)Overview of International Review

＊Shinzo Saito[1] (1.JAEA)

[TN0802] (2)Safety Requirements for Monju

＊Koji Okamoto[1] (1.Univ. of Tokyo)

[TN0803] (3)Domestic Review

＊Yoshio Kani[1] (1.Tokai Univ.)

[TN0804] (4)International Review

＊Ryodai Nakai[1] (1.JAEA)

新型炉部会セッション「もんじゅ安全性の国際レビュー」

もんじゅ安全性の国際レビュー

International Review on Safety Requirements for Monju

山口 彰[1]，*齋藤 伸三[2]，*岡本 孝司[1]，*可児 吉男[3]，*中井 良大[2]
[1]東京大学，[2]原子力機構，[3]東海大学

1. 国際レビューの概要

2011年3月の東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故（以下「東京電力福島事故」という）を踏まえ、ナトリウム冷却高速炉等の研究開発段階発電用原子炉を対象とした重大事故を考慮した新規制基準が2013年7月に施行された。

この基準については、原子力規制委員会はパブリックコメント等を踏まえ再度見直しをすることとしている（2013年6月12日第10回原子力規制委員会配布資料2より）が、日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という）はこれまでの知見を活かし、独自に「高速増殖原型炉もんじゅに関する重大事故を含む安全確保の考え方」を構築すべく、高速増殖炉の技術及び安全性評価に精通した専門家により「もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会」（以下「委員会」という）を設置し、安全上の要求事項を報告書「高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方」（以下「安全確保の考え方」という）として取りまとめ、2014年7月に原子力規制委員会に提出した。

その後、「安全確保の考え方」の妥当性の確認を目的として、より広く専門家の判断を仰ぐため、海外の高速炉安全性の専門家による国際的な安全の考え方に基づく評価（国外レビュー）、及び国内の高速炉安全性の専門家による客観的かつ公正な評価（国内レビュー）、即ち、国際レビューを受け、その結果を報告書にまとめ、2015年9月に公表した（図1）。

国外レビューでは、中国、仏国、韓国、ロシア、米国、及びEU（欧州連合）から計9名のレビュー者を選任しており、いずれも各国の高速炉開発計画において安全設計・評価に責任ある立場、あるいは国際的組織を代表する高速炉安全性の専門家である。2015年5月には、東京で海外の専門家によるレビュー会合を、文部科学省と共同で開催した。

一方、国内レビューでは、「安全確保の考え方」を国内の専門家により第三者の視点から客観的かつ公正に評価してもらうために、公益財団法人原子力安全研究協会にレビューを委託した。同協会は、国内の高速炉の安全性専門家5名による委員会を設置して検討を行った。

原子力機構は、「もんじゅ」のさらなる安全性向上を図るために「安全確保の考え方」を十二分に斟酌する上で、「安全確保の考え方」について広く国内外の専門家の判断を仰ぎ、その妥当性について確認した。

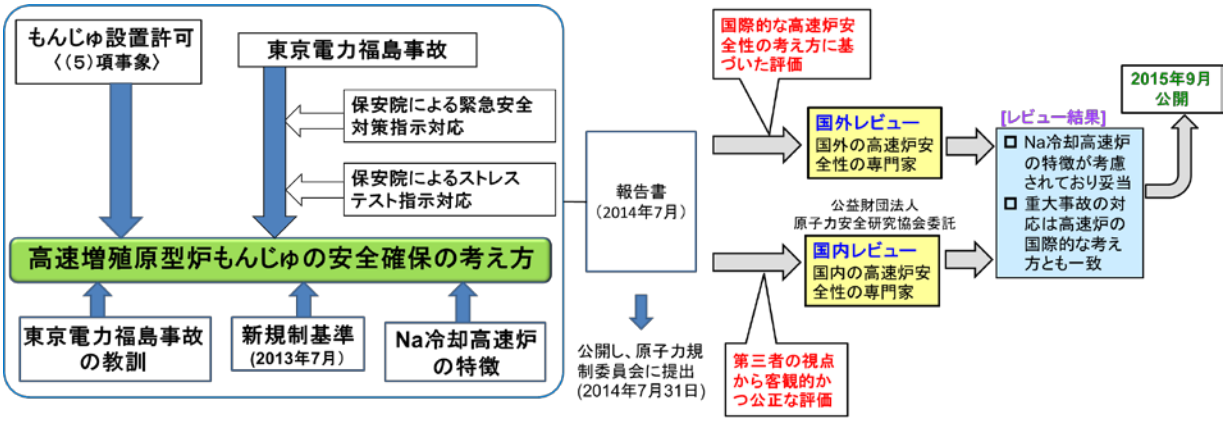


図1 国際レビューの全体フロー

2. 高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方

図2にナトリウム冷却高速炉（「もんじゅ」）の特徴を踏まえた「委員会」報告のポイントを示す。ナトリウム冷却高速炉の冷却材は、元々、熱伝達特性に優れ、高沸点（883℃：大気圧）であり発電のために1

次系圧力を上げる必要がなく、さらに、「もんじゅ」では静的なガードベッセルにより、事故時においても冷却材を原子炉容器内に維持できる設計としている。そのため、1 次系冷却材の漏えい事故時においても軽水炉のように早期に炉心が露出することはなく、冷却のための減圧及び冷却材注入は不要である。また、液体で利用可能な温度範囲が広く、冷却材バウンダリが健全である限り「もんじゅ」では十分な自然循環冷却が可能な設計としている。さらに、系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きいことから、事故時における温度の上昇は一般に緩慢であり、炉心の著しい損傷までに時間的な余裕（数時間から数十時間）があることから、運転員の手動操作による複数のアクシデントマネジメント（AM）策が可能である。一方、ナトリウム冷却高速炉は、設計基準を超える事故時においてナトリウムボイド反応度が正となりうること及び燃料集中による臨界性を考慮する必要がある。また、ナトリウム冷却材は空気や水に対して化学的に活性であることを考慮する必要がある。このようにナトリウム冷却高速炉は軽水炉と異なる特性を有することから、その安全確保に関する要件は軽水炉との特性の相違を十分に考慮する必要がある。

「もんじゅ」では、これまで上記の特性を踏まえて設計がなされ、安全審査において確認されてきた。特に、設計基準を超える事故についても重大事故に対する先取的な審査が行われており、炉心特性等を十分に考慮した対策が講じられていることが確認されている。しかしながら、今般の東京電力福島事故を踏まえれば、その教訓を反映する観点から、更なる安全対策の拡充を図ることが重要である。日本原子力学会の調査では重要設備に地震の揺れによる深刻な損傷はなかったとされているが、津波による浸水が交流、直流を含め全ての電源喪失をもたらし、電源が確保されることを前提とした AM 策が機能しなかったことを重く受け止めなければならない。このため、地震、津波をはじめとする共通要因故障の原因となる外部ハザード全般への対策強化、長期的な事故対応に当たっては代替電源確保とそれらの位置的分散配置、全交流動力電源が喪失した状態における操作・管理・体制面（ソフト）を含めた AM 策の信頼性向上、格納機能の確保に関する詳細な確認、電源喪失時の通信・計装の強化、等に関し東京電力福島事故の教訓を反映し検討を行うべきである。また、それらの反映にあたっては、事象の選定等において確率論的なリスク情報等 を活用し、大規模な格納機能喪失に至るシーケンスは実質上除外されるように対策しなければ ならない。

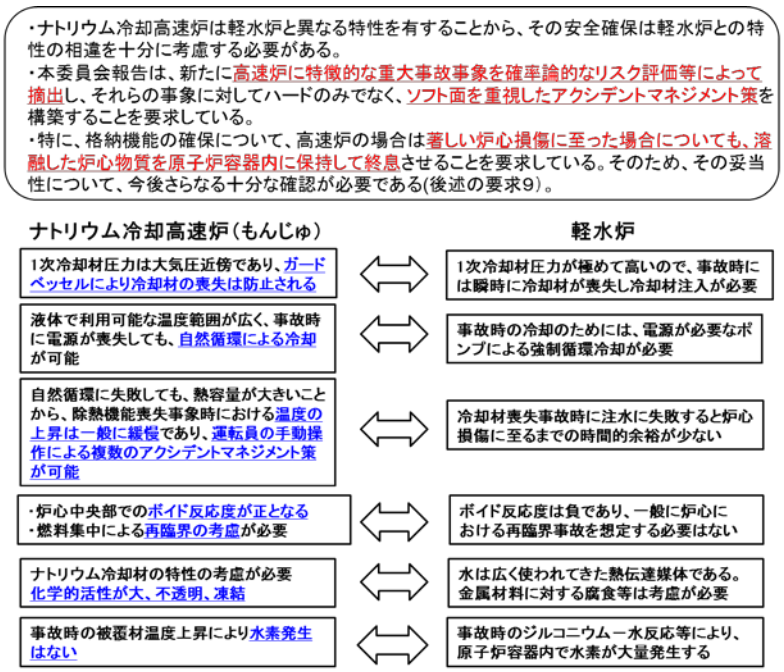


図2 ナトリウム冷却高速炉（もんじゅ）の特徴を踏まえた委員会報告のポイント

「委員会」では、上記を踏まえ、高速増殖原型炉もんじゅに関する重大事故を含む安全確保の考え方として適切に対策を講じなければならない以下の 16 項目の要求をまとめた。

1. 原子力事故に対する人と環境の安全を確保する目的のため、深層防護概念に基づく事 故の発生防止と影響緩和によって、原子力施設とその運用に起因する放射線から人と環境が受けるリスクを社会から受容される範囲に制限すること。
2. （原子炉停止系）：多重性又は多様性及び独立性を有した原子炉停止系を設けること。 ナトリウム冷却高速炉では、制御棒による複数の独立した原子炉停止系を設けること。設計基準事故時において原子炉停止系のうち少なくとも一つは、原子炉を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できること。
3. （崩壊熱除去系）：原子炉容器内で発生する崩壊熱を除去し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備を設けること。熱輸送系及び最終ヒートシンクは、その健全性及び機能 を失わないようにすること。
4. （共通要因故障の回避）：共通要因故障に至る可能性のある内部火災、内部溢水に対して事象の発生と拡

大を防止するため、必要な対応策が講じられていることを確認すること。対応が不十分である場合にはさらなる対応策を講じること。

5. （ナトリウム冷却高速炉に特有な事象）：ナトリウム漏えい、ナトリウム・水反応に関する十分な対応策を講ずること。2 次系のナトリウム漏えい及び蒸気発生器の水漏えいに対し、従来の設備対応の妥当性、並びに設計基準を超える重大事故への進展のおそれについて検討し、必要に応じて設備対応等を適切に実施すること。
6. 炉心損傷事故に至る可能性のある原子炉停止失敗に起因する事象と除熱失敗に起因する事象について、安全機能の喪失状態及び事象進展を確率論的リスク評価（PRA）等も参考にして適切に考慮し、必要な設備対応（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）での対応から成る適切な AM 策を講じること。
7. 原子炉停止機能喪失事象に対し、ナトリウム冷却高速炉の炉心特性から進展速度が一般に極めて速い事象であることを考慮し、設計の安全余裕について最新知見を用いて確認するとともに、設備面（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）から成る適 切な AM 策を講じること。
8. 「もんじゅ」の安全上の特徴から除熱機能喪失事象についての安全対応策は極めて重要であることから、設備の特徴を踏まえ設備面（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）から成る適切な AM 策を構築すること。
9. 格納機能の喪失に至る事象を詳細に評価し、原子炉停止機能喪失事象及び除熱機能喪失事象について溶融燃料による原子炉容器破損の可能性は実質上除外されるように適切な AM 策を講じること（図 3）。
10. 原子炉施設は、地震、津波、及びそれ以外の自然現象に対して、確率的評価手法等に基づきリスクを評価し、適切な余裕をもって安全が確保されるように設計による対応策を施すこと。設計想定を超える規模の自然現象に対してはその影響や設備の耐性を把握し、ナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮した適切な AM 策を整備すること。
11. 故意による大型航空機の衝突、その他のテロリズムに対して、自然循環冷却ループや補助冷却系の配置等の設備上の特徴、並びに AM 策の有効性も考慮し重大事故の発生防止及び影響緩和策を講じること。
12. 設計基準を超える事象に対する合理的な安全対策の整備の観点から水素爆発を防止するため、水素濃度の測定、水素の外部への排出、意図的な小規模な水素燃焼等の適切な AM 策を、既存設備も活用し講じること。
13. 使用済燃料貯蔵槽（炉外燃料貯蔵槽及び燃料池）における燃料破損を防止するため、設備の特徴を踏まえた適切な AM 策を講じること。
14. 重大事故等発生時の中央制御室及び緊急時対策所の居住性を、ナトリウム冷却高速炉における事故の特徴に鑑みた適切なソースタームを想定し、運転員あるいは要員の被ばくの観点から遮蔽、換気等の設備を設計し、確保すること。
15. 重大事故時において必要とする原子炉及びプラントの状態を監視できる措置を講じること。重大事故等が発生した場合に監視するパラメータは、ナトリウム冷却高速炉の特徴及び想定される重要事故シーケンス等の事象進展と環境条件に鑑みて適切に選定すること。また、監視パラメータの重要性によって計測機器を分類し、耐震性を確保すること。
16. 重大事故発生時に的確な AM 対策を実施できるように必要な措置を講じること。重大事故に的確かつ

(要求9)格納機能喪失対策
格納機能の喪失に至る事象を詳細に評価し、原子炉停止機能喪失事象及び除熱機能喪失事象について溶融燃料による原子炉容器破損の可能性は実質上除外されるように適切なAM策を講じること。

(例)原子炉停止機能喪失事象(ATWS系)の評価フロー

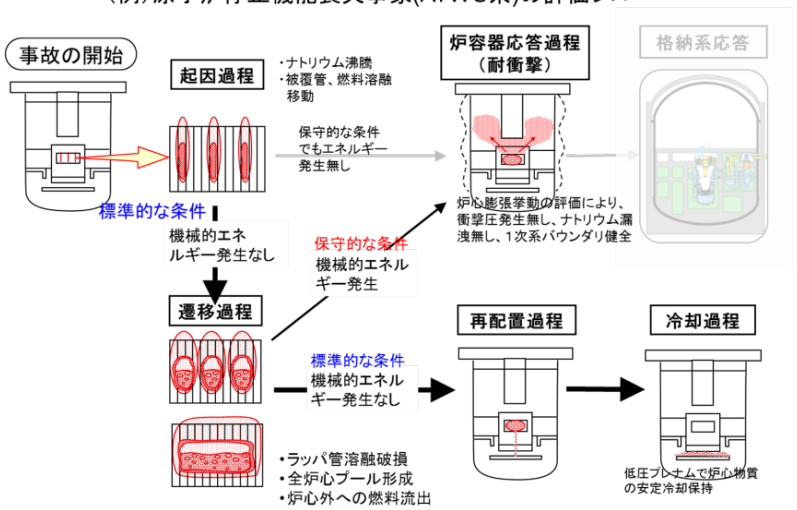


図3 16項目の要求の1例

柔軟に対処できるよう、体制、手順、書類、資機材等を整備するとともに、教育、訓練を行なうこと。さらに、訓練等で評価された AM 策の有効性を適切に PRA に反映するとともに、PRA 等の結果を用いて、継続的に AM 策の有効性を向上させること。

3. 国内レビュー

原子力機構は、「委員会」にて策定した報告書「安全確保の考え方」について、より客観的な立場からの公正な評価を得るために、原子力機構以外の第三者機関（原子力安全研究協会）に委託して国内の専門家によるレビューを実施した。

図４に国内レビューの実施方法を示す。本レビューは５名の国内の専門家で構成される「もんじゅ安全性レビュー専門委員会」を設置して実施された。レビューにあたっては、高速増殖炉の安全性に関する技術的専門家個人としての視点からレビューを行い、新型炉部会の「研究開発段階発電用原子炉安全設計方針検討会報告書」に示された論点を参照することとされた。

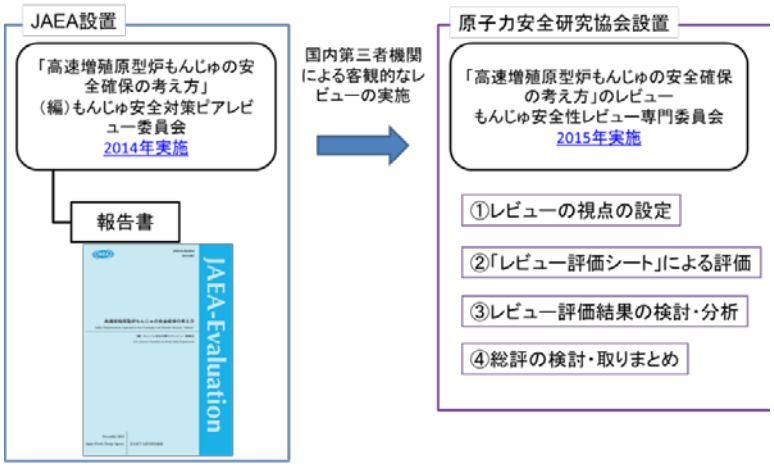


図4 国内レビューの実施方法

専門委員会としてのレビュー結果のまとめを以下に示す。

(1)東京電力福島事故の教訓を踏まえた高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方について、ナトリウム冷却高速炉の安全上の特徴を十分に考慮しつつ適切な整理がなされており、ナトリウム冷却高速炉であるもんじゅに対する安全確保の方針及び要求事項は妥当なものと考えられる。

(2)従来の原子力発電所の安全確保の考え方では、設計の妥当性を判断するために設計基準事故を想定してきたが、東京電力福島事故を教訓として、更に、それを超える事故に対しても対策を取る必要がある。このような設計基準事故を超える事故に対しても、まず、原子炉施設の地震、津波等に対する対策の強化や電源車等を配備することにより重大事故の発生を防止する。さらに、万一、重大事故等に至った場合にも放射性物質の拡散を抑制するため格納機能を確保するとすることとしており、このような２段階の対策を講じることは国際的にみても一般的なアプローチであり妥当である。

(3)格納機能確保の考え方については、原子炉容器の損傷や溶融貫通が生じないように、原子炉容器内で溶融炉心を冷却、保持（IVR、In-Vessel Retention）すると言う考えが示されている。これは、より信頼性・確実性が高いリスク抑制方策になり得ると考えられ、追求すべき妥当なアプローチである。

(4)規制要求レベルへの対応に留まらず、継続的なリスク低減努力が重要である。PRA 等を活用し、外的事象を含め様々な事象（シーケンス）の発生可能性について幅広く検討分析を行い、リスクプロファイルを包括的に把握しつつ、合理的に達成可能なリスク低減方策を不断に追求していくことが求められる。

4. 国外レビュー

原子力機構は、「委員会」にて策定した報告書「安全確保の考え方」について、国際的な評価を受けるために、海外の専門家によるレビューを実施した。本レビューでは、中国、仏国、韓国、ロシア、米国、及び EU から計 9 名の専門家を選任しており、いずれも、第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF）や国際原子力機関（IAEA）等の国際協力プログラムにおける重要メンバーとして活躍している。レビューにあたっては、「安全確保の考え方」において、高速炉特有の重大事故の防止と影響緩和に関する考え方をまとめた第 4 章及び前述の 16 項目の要求をまとめた第 7 章について英訳したものを各レビュー者に送付し、受けたレビュー結果をまとめたレビューサマリ案を事前に作成した上でレビュー会合を開催して審議を行った。

レビュー会合では、ATWS 評価等が最新知見を反映したものであることが確認されるとともに、レビューサマリについて技術的な討議が行われた。ロシアとフランスのレビュー者から、集合体入口の瞬時完全閉塞も考慮すべきとの指摘があったが、会合において議論した結果、「もんじゅ」の場合は発生確率が無視

できる程度に小さく、その影響は ATWS 事故に代表される全炉心事故に十分包絡されるとする見解がまとめられた。

国外レビューにおける主要な結果を以下に示す。

(1)重大事故の想定は、ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえ、系統的かつ包括的に実施されており、安全確保の基本的考え方は妥当なものである。

(2)原子炉停止に失敗して炉心が溶融しても、炉心物質は原子炉容器内に保持され、原子炉容器の健全性が確保されることが、様々な不確かさも考慮して適切に評価されている。この IVR シナリオは、ナトリウム冷却高速炉の持つ固有の安全性と信頼性の高い崩壊熱除去能力を反映したものであり、高速炉安全における最新の国際的な考え方にも一致する。

(3)「もんじゅ」では、全電源喪失のような設計基準を超える事故においても、自然循環可能な設計となっており、崩壊熱の除去が可能である（図５）。また高速炉では系統圧力が低いため、炉心冷却に必要な冷却材液位が十分確保でき、除熱が失敗した場合でも、炉心損傷に至らしめない多重な対策を施す時間的余裕は十分あると評価される。これらのことから、「もんじゅ」の格納機能確保を炉心損傷防止により達成すると言う考え方は妥当である。

(4)東京電力福島事故の教訓を反映して、設計基準を超える地震・津波などの外的事象に対し、高速炉の構造物、系統及び機器の耐性と設計上の特徴を考慮しつつ、PRA を利用して安全確保策を策定することとしており、外的事象に対する要求事項は妥当なものである。

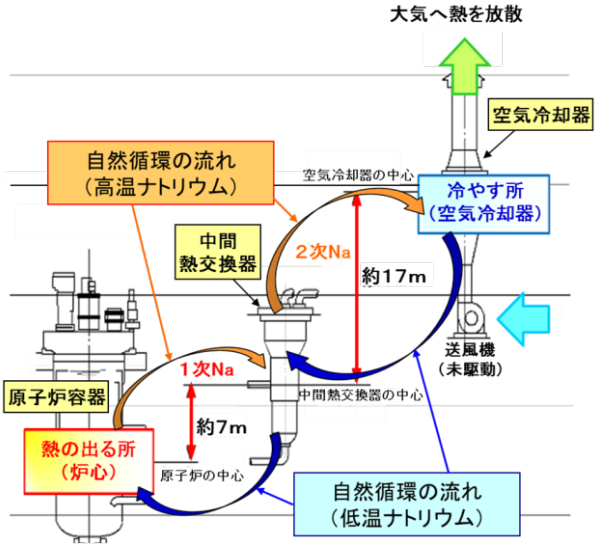


図5　自然循環による崩壊熱除去

5. まとめ

原子力機構は、「安全確保の考え方」について広く国内外の専門家のレビューを受け、その妥当性について確認した。下記に主なレビューコメントを示す。

(1)「安全確保の考え方」で述べられている安全上の要求事項は、東京電力福島事故の教訓と、ナトリウム冷却高速炉の特徴を十分に考慮されたものであり、妥当である（国外、国内）。

(2)事故時に制御棒が挿入できないことにより原子炉を停止できずに炉心の燃料が溶ける重大事故が発生した場合でも、溶けた燃料は原子炉容器の中に安定して保持されることは、高速炉の最新の国際的な考え方とも一致している（国外）。この様な事故が発生しても、溶けた燃料を原子炉容器の中で長期的に冷却して、留めようとする考え方は妥当である（国内）。

(3)「もんじゅ」は、電源がなくなりポンプが動かなくても、ナトリウムの温度差によって生じる密度の違いにより、冷却材が原子炉や配管の中を流れ、最終的に大気に熱を放出することにより炉心燃料の崩壊熱を冷やせるしくみになっている。この冷却手段を有していることから、万一、全ての電力供給がなくなっても、燃料は溶けることなく原子炉容器の中で保持できるとする考えは十分受け入れられる（国外、国内）。

(4)自然現象（地震、津波、竜巻、火山、森林火災等）など外部からの様々な脅威に対し、個別の脅威について講じなければならない対策を明らかにしていく手法は妥当である（国外、国内）。また、規制側の安全要求を満たすだけでなく、事業者として自ら継続的にリスクを低減させていくことも重要である（国内）。

*Akira Yamaguchi[1], Shinzo Saito[2], Koji Okamoto[1], Yoshio Kani[3] and Ryodai Nakai[2]

[1]Univ. of Tokyo, [2]JAEA, [3]Tokai Univ.

新型炉部会セッション「もんじゅ安全性の国際レビュー」

もんじゅ安全性の国際レビュー

International Review on Safety Requirements for Monju

山口 彰[1]，*齋藤 伸三[2]，*岡本 孝司[1]，*可児 吉男[3]，*中井 良大[2]
[1]東京大学，[2]原子力機構，[3]東海大学

1. 国際レビューの概要

2011年3月の東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故（以下「東京電力福島事故」という）を踏まえ、ナトリウム冷却高速炉等の研究開発段階発電用原子炉を対象とした重大事故を考慮した新規制基準が2013年7月に施行された。

この基準については、原子力規制委員会はパブリックコメント等を踏まえ再度見直しをすることとしている（2013年6月12日第10回原子力規制委員会配布資料2より）が、日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という）はこれまでの知見を活かし、独自に「高速増殖原型炉もんじゅに関する重大事故を含む安全確保の考え方」を構築すべく、高速増殖炉の技術及び安全性評価に精通した専門家により「もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会」（以下「委員会」という）を設置し、安全上の要求事項を報告書「高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方」（以下「安全確保の考え方」という）として取りまとめ、2014年7月に原子力規制委員会に提出した。

その後、「安全確保の考え方」の妥当性の確認を目的として、より広く専門家の判断を仰ぐため、海外の高速炉安全性の専門家による国際的な安全の考え方に基づく評価（国外レビュー）、及び国内の高速炉安全性の専門家による客観的かつ公正な評価（国内レビュー）、即ち、国際レビューを受け、その結果を報告書にまとめ、2015年9月に公表した（図1）。

国外レビューでは、中国、仏国、韓国、ロシア、米国、及びEU（欧州連合）から計9名のレビュー者を選任しており、いずれも各国の高速炉開発計画において安全設計・評価に責任ある立場、あるいは国際的組織を代表する高速炉安全性の専門家である。2015年5月には、東京で海外の専門家によるレビュー会合を、文部科学省と共同で開催した。

一方、国内レビューでは、「安全確保の考え方」を国内の専門家により第三者の視点から客観的かつ公正に評価してもらうために、公益財団法人原子力安全研究協会にレビューを委託した。同協会は、国内の高速炉の安全性専門家5名による委員会を設置して検討を行った。

原子力機構は、「もんじゅ」のさらなる安全性向上を図るために「安全確保の考え方」を十二分に斟酌する上で、「安全確保の考え方」について広く国内外の専門家の判断を仰ぎ、その妥当性について確認した。

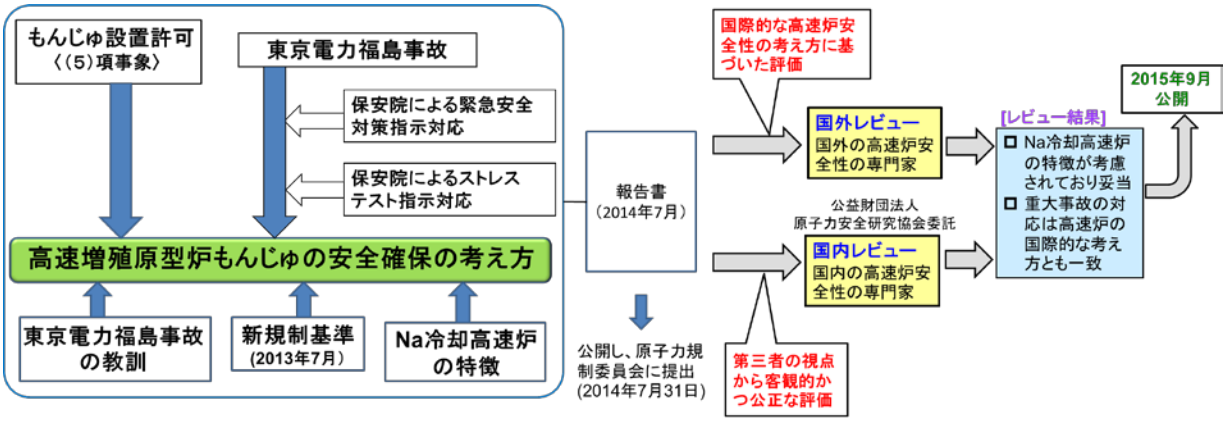


図1 国際レビューの全体フロー

2. 高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方

図2にナトリウム冷却高速炉（「もんじゅ」）の特徴を踏まえた「委員会」報告のポイントを示す。ナトリウム冷却高速炉の冷却材は、元々、熱伝達特性に優れ、高沸点（883℃：大気圧）であり発電のために1

次系圧力を上げる必要がなく、さらに、「もんじゅ」では静的なガードベッセルにより、事故時においても冷却材を原子炉容器内に維持できる設計としている。そのため、1 次系冷却材の漏えい事故時においても軽水炉のように早期に炉心が露出することはなく、冷却のための減圧及び冷却材注入は不要である。また、液体で利用可能な温度範囲が広く、冷却材バウンダリが健全である限り「もんじゅ」では十分な自然循環冷却が可能な設計としている。さらに、系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きいことから、事故時における温度の上昇は一般に緩慢であり、炉心の著しい損傷までに時間的な余裕（数時間から数十時間）があることから、運転員の手動操作による複数のアクシデントマネジメント（AM）策が可能である。一方、ナトリウム冷却高速炉は、設計基準を超える事故時においてナトリウムボイド反応度が正となりうること及び燃料集中による臨界性を考慮する必要がある。また、ナトリウム冷却材は空気や水に対して化学的に活性であることを考慮する必要がある。このようにナトリウム冷却高速炉は軽水炉と異なる特性を有することから、その安全確保に関する要件は軽水炉との特性の相違を十分に考慮する必要がある。

「もんじゅ」では、これまで上記の特性を踏まえて設計がなされ、安全審査において確認されてきた。特に、設計基準を超える事故についても重大事故に対する先取的な審査が行われており、炉心特性等を十分に考慮した対策が講じられていることが確認されている。しかしながら、今般の東京電力福島事故を踏まえれば、その教訓を反映する観点から、更なる安全対策の拡充を図ることが重要である。日本原子力学会の調査では重要設備に地震の揺れによる深刻な損傷はなかったとされているが、津波による浸水が交流、直流を含め全ての電源喪失をもたらし、電源が確保されることを前提とした AM 策が機能しなかったことを重く受け止めなければならない。このため、地震、津波をはじめとする共通要因故障の原因となる外部ハザード全般への対策強化、長期的な事故対応に当たっては代替電源確保とそれらの位置的分散配置、全交流動力電源が喪失した状態における操作・管理・体制面（ソフト）を含めた AM 策の信頼性向上、格納機能の確保に関する詳細な確認、電源喪失時の通信・計装の強化、等に関し東京電力福島事故の教訓を反映し検討を行うべきである。また、それらの反映にあたっては、事象の選定等において確率論的なリスク情報等 を活用し、大規模な格納機能喪失に至るシーケンスは実質上除外されるように対策しなければ ならない。

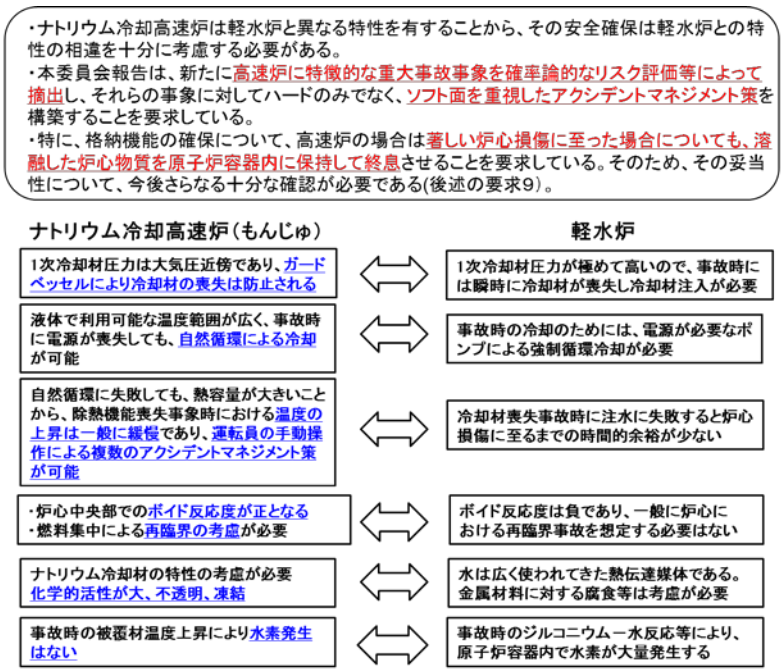


図2 ナトリウム冷却高速炉（もんじゅ）の特徴を踏まえた委員会報告のポイント

「委員会」では、上記を踏まえ、高速増殖原型炉もんじゅに関する重大事故を含む安全確保の考え方として適切に対策を講じなければならない以下の 16 項目の要求をまとめた。

1. 原子力事故に対する人と環境の安全を確保する目的のため、深層防護概念に基づく事 故の発生防止と影響緩和によって、原子力施設とその運用に起因する放射線から人と環境が受けるリスクを社会から受容される範囲に制限すること。
2. （原子炉停止系）：多重性又は多様性及び独立性を有した原子炉停止系を設けること。 ナトリウム冷却高速炉では、制御棒による複数の独立した原子炉停止系を設けること。設計基準事故時において原子炉停止系のうち少なくとも一つは、原子炉を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できること。
3. （崩壊熱除去系）：原子炉容器内で発生する崩壊熱を除去し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備を設けること。熱輸送系及び最終ヒートシンクは、その健全性及び機能 を失わないようにすること。
4. （共通要因故障の回避）：共通要因故障に至る可能性のある内部火災、内部溢水に対して事象の発生と拡

大を防止するため、必要な対応策が講じられていることを確認すること。対応が不十分である場合にはさらなる対応策を講じること。

5. （ナトリウム冷却高速炉に特有な事象）：ナトリウム漏えい、ナトリウム・水反応に関する十分な対応策を講ずること。2 次系のナトリウム漏えい及び蒸気発生器の水漏えいに対し、従来の設備対応の妥当性、並びに設計基準を超える重大事故への進展のおそれについて検討し、必要に応じて設備対応等を適切に実施すること。
6. 炉心損傷事故に至る可能性のある原子炉停止失敗に起因する事象と除熱失敗に起因する事象について、安全機能の喪失状態及び事象進展を確率論的リスク評価（PRA）等も参考にして適切に考慮し、必要な設備対応（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）での対応から成る適切な AM 策を講じること。
7. 原子炉停止機能喪失事象に対し、ナトリウム冷却高速炉の炉心特性から進展速度が一般に極めて速い事象であることを考慮し、設計の安全余裕について最新知見を用いて確認するとともに、設備面（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）から成る適 切な AM 策を講じること。
8. 「もんじゅ」の安全上の特徴から除熱機能喪失事象についての安全対応策は極めて重要であることから、設備の特徴を踏まえ設備面（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）から成る適切な AM 策を構築すること。
9. 格納機能の喪失に至る事象を詳細に評価し、原子炉停止機能喪失事象及び除熱機能喪失事象について溶融燃料による原子炉容器破損の可能性は実質上除外されるように適切な AM 策を講じること（図 3）。
10. 原子炉施設は、地震、津波、及びそれ以外の自然現象に対して、確率的評価手法等に基づきリスクを評価し、適切な余裕をもって安全が確保されるように設計による対応策を施すこと。設計想定を超える規模の自然現象に対してはその影響や設備の耐性を把握し、ナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮した適切な AM 策を整備すること。
11. 故意による大型航空機の衝突、その他のテロリズムに対して、自然循環冷却ループや補助冷却系の配置等の設備上の特徴、並びに AM 策の有効性も考慮し重大事故の発生防止及び影響緩和策を講じること。
12. 設計基準を超える事象に対する合理的な安全対策の整備の観点から水素爆発を防止するため、水素濃度の測定、水素の外部への排出、意図的な小規模な水素燃焼等の適切な AM 策を、既存設備も活用し講じること。
13. 使用済燃料貯蔵槽（炉外燃料貯蔵槽及び燃料池）における燃料破損を防止するため、設備の特徴を踏まえた適切な AM 策を講じること。
14. 重大事故等発生時の中央制御室及び緊急時対策所の居住性を、ナトリウム冷却高速炉における事故の特徴に鑑みた適切なソースタームを想定し、運転員あるいは要員の被ばくの観点から遮蔽、換気等の設備を設計し、確保すること。
15. 重大事故時において必要とする原子炉及びプラントの状態を監視できる措置を講じること。重大事故等が発生した場合に監視するパラメータは、ナトリウム冷却高速炉の特徴及び想定される重要事故シーケンス等の事象進展と環境条件に鑑みて適切に選定すること。また、監視パラメータの重要性によって計測機器を分類し、耐震性を確保すること。
16. 重大事故発生時に的確な AM 対策を実施できるように必要な措置を講じること。重大事故に的確かつ

(要求9)格納機能喪失対策
格納機能の喪失に至る事象を詳細に評価し、原子炉停止機能喪失事象及び除熱機能喪失事象について溶融燃料による原子炉容器破損の可能性は実質上除外されるように適切なAM策を講じること。

(例)原子炉停止機能喪失事象(ATWS系)の評価フロー

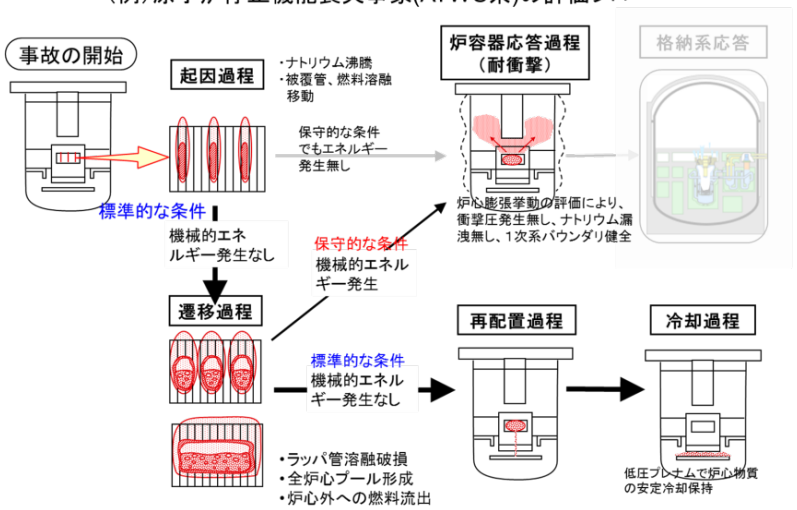


図3 16項目の要求の1例

柔軟に対処できるよう、体制、手順、書類、資機材等を整備するとともに、教育、訓練を行なうこと。さらに、訓練等で評価された AM 策の有効性を適切に PRA に反映するとともに、PRA 等の結果を用いて、継続的に AM 策の有効性を向上させること。

3. 国内レビュー

原子力機構は、「委員会」にて策定した報告書「安全確保の考え方」について、より客観的な立場からの公正な評価を得るために、原子力機構以外の第三者機関（原子力安全研究協会）に委託して国内の専門家によるレビューを実施した。

図４に国内レビューの実施方法を示す。本レビューは５名の国内の専門家で構成される「もんじゅ安全性レビュー専門委員会」を設置して実施された。レビューにあたっては、高速増殖炉の安全性に関する技術的専門家個人としての視点からレビューを行い、新型炉部会の「研究開発段階発電用原子炉安全設計方針検討会報告書」に示された論点を参照することとされた。

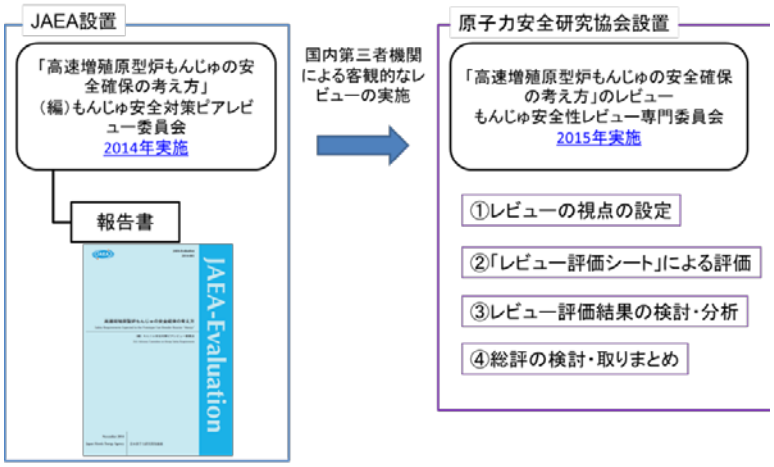


図4 国内レビューの実施方法

専門委員会としてのレビュー結果のまとめを以下に示す。

(1)東京電力福島事故の教訓を踏まえた高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方について、ナトリウム冷却高速炉の安全上の特徴を十分に考慮しつつ適切な整理がなされており、ナトリウム冷却高速炉であるもんじゅに対する安全確保の方針及び要求事項は妥当なものと考えられる。

(2)従来の原子力発電所の安全確保の考え方では、設計の妥当性を判断するために設計基準事故を想定してきたが、東京電力福島事故を教訓として、更に、それを超える事故に対しても対策を取る必要がある。このような設計基準事故を超える事故に対しても、まず、原子炉施設の地震、津波等に対する対策の強化や電源車等を配備することにより重大事故の発生を防止する。さらに、万一、重大事故等に至った場合にも放射性物質の拡散を抑制するため格納機能を確保するとすることとしており、このような２段階の対策を講じることは国際的にみても一般的なアプローチであり妥当である。

(3)格納機能確保の考え方については、原子炉容器の損傷や溶融貫通が生じないように、原子炉容器内で溶融炉心を冷却、保持（IVR、In-Vessel Retention）すると言う考えが示されている。これは、より信頼性・確実性が高いリスク抑制方策になり得ると考えられ、追求すべき妥当なアプローチである。

(4)規制要求レベルへの対応に留まらず、継続的なリスク低減努力が重要である。PRA 等を活用し、外的事象を含め様々な事象（シーケンス）の発生可能性について幅広く検討分析を行い、リスクプロファイルを包括的に把握しつつ、合理的に達成可能なリスク低減方策を不断に追求していくことが求められる。

4. 国外レビュー

原子力機構は、「委員会」にて策定した報告書「安全確保の考え方」について、国際的な評価を受けるために、海外の専門家によるレビューを実施した。本レビューでは、中国、仏国、韓国、ロシア、米国、及び EU から計 9 名の専門家を選任しており、いずれも、第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF）や国際原子力機関（IAEA）等の国際協力プログラムにおける重要メンバーとして活躍している。レビューにあたっては、「安全確保の考え方」において、高速炉特有の重大事故の防止と影響緩和に関する考え方をまとめた第 4 章及び前述の 16 項目の要求をまとめた第 7 章について英訳したものを各レビュー者に送付し、受けたレビュー結果をまとめたレビューサマリ案を事前に作成した上でレビュー会合を開催して審議を行った。

レビュー会合では、ATWS 評価等が最新知見を反映したものであることが確認されるとともに、レビューサマリについて技術的な討議が行われた。ロシアとフランスのレビュー者から、集合体入口の瞬時完全閉塞も考慮すべきとの指摘があったが、会合において議論した結果、「もんじゅ」の場合は発生確率が無視

できる程度に小さく、その影響は ATWS 事故に代表される全炉心事故に十分包絡されるとする見解がまとめられた。

国外レビューにおける主要な結果を以下に示す。

(1)重大事故の想定は、ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえ、系統的かつ包括的に実施されており、安全確保の基本的考え方は妥当なものである。

(2)原子炉停止に失敗して炉心が溶融しても、炉心物質は原子炉容器内に保持され、原子炉容器の健全性が確保されることが、様々な不確かさも考慮して適切に評価されている。この IVR シナリオは、ナトリウム冷却高速炉の持つ固有の安全性と信頼性の高い崩壊熱除去能力を反映したものであり、高速炉安全における最新の国際的な考え方にも一致する。

(3)「もんじゅ」では、全電源喪失のような設計基準を超える事故においても、自然循環可能な設計となっており、崩壊熱の除去が可能である（図５）。また高速炉では系統圧力が低いため、炉心冷却に必要な冷却材液位が十分確保でき、除熱が失敗した場合でも、炉心損傷に至らしめない多重な対策を施す時間的余裕は十分あると評価される。これらのことから、「もんじゅ」の格納機能確保を炉心損傷防止により達成すると言う考え方は妥当である。

(4)東京電力福島事故の教訓を反映して、設計基準を超える地震・津波などの外的事象に対し、高速炉の構造物、系統及び機器の耐性と設計上の特徴を考慮しつつ、PRA を利用して安全確保策を策定することとしており、外的事象に対する要求事項は妥当なものである。

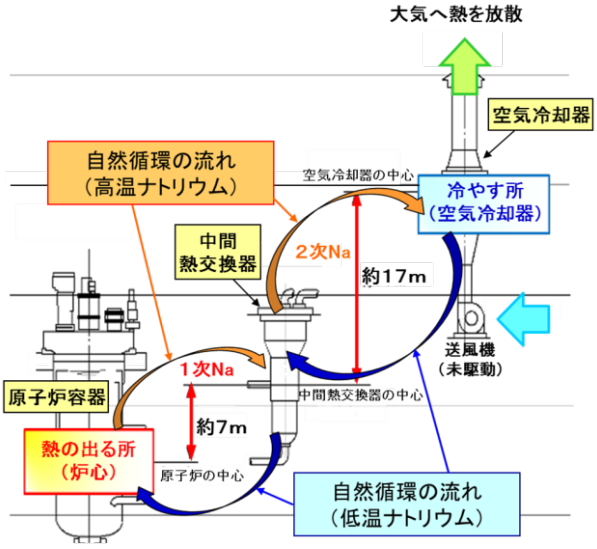


図5　自然循環による崩壊熱除去

5. まとめ

原子力機構は、「安全確保の考え方」について広く国内外の専門家のレビューを受け、その妥当性について確認した。下記に主なレビューコメントを示す。

(1)「安全確保の考え方」で述べられている安全上の要求事項は、東京電力福島事故の教訓と、ナトリウム冷却高速炉の特徴を十分に考慮されたものであり、妥当である（国外、国内）。

(2)事故時に制御棒が挿入できないことにより原子炉を停止できずに炉心の燃料が溶ける重大事故が発生した場合でも、溶けた燃料は原子炉容器の中に安定して保持されることは、高速炉の最新の国際的な考え方とも一致している（国外）。この様な事故が発生しても、溶けた燃料を原子炉容器の中で長期的に冷却して、留めようとする考え方は妥当である（国内）。

(3)「もんじゅ」は、電源がなくなりポンプが動かなくても、ナトリウムの温度差によって生じる密度の違いにより、冷却材が原子炉や配管の中を流れ、最終的に大気に熱を放出することにより炉心燃料の崩壊熱を冷やせるしくみになっている。この冷却手段を有していることから、万一、全ての電力供給がなくなっても、燃料は溶けることなく原子炉容器の中で保持できるとする考えは十分受け入れられる（国外、国内）。

(4)自然現象（地震、津波、竜巻、火山、森林火災等）など外部からの様々な脅威に対し、個別の脅威について講じなければならない対策を明らかにしていく手法は妥当である（国外、国内）。また、規制側の安全要求を満たすだけでなく、事業者として自ら継続的にリスクを低減させていくことも重要である（国内）。

*Akira Yamaguchi[1], Shinzo Saito[2], Koji Okamoto[1], Yoshio Kani[3] and Ryodai Nakai[2]

[1]Univ. of Tokyo, [2]JAEA, [3]Tokai Univ.

新型炉部会セッション「もんじゅ安全性の国際レビュー」

もんじゅ安全性の国際レビュー

International Review on Safety Requirements for Monju

山口 彰[1]，*齋藤 伸三[2]，*岡本 孝司[1]，*可児 吉男[3]，*中井 良大[2]
[1]東京大学，[2]原子力機構，[3]東海大学

1. 国際レビューの概要

2011年3月の東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故（以下「東京電力福島事故」という）を踏まえ、ナトリウム冷却高速炉等の研究開発段階発電用原子炉を対象とした重大事故を考慮した新規制基準が2013年7月に施行された。

この基準については、原子力規制委員会はパブリックコメント等を踏まえ再度見直しをすることとしている（2013年6月12日第10回原子力規制委員会配布資料2より）が、日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という）はこれまでの知見を活かし、独自に「高速増殖原型炉もんじゅに関する重大事故を含む安全確保の考え方」を構築すべく、高速増殖炉の技術及び安全性評価に精通した専門家により「もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会」（以下「委員会」という）を設置し、安全上の要求事項を報告書「高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方」（以下「安全確保の考え方」という）として取りまとめ、2014年7月に原子力規制委員会に提出した。

その後、「安全確保の考え方」の妥当性の確認を目的として、より広く専門家の判断を仰ぐため、海外の高速炉安全性の専門家による国際的な安全の考え方に基づく評価（国外レビュー）、及び国内の高速炉安全性の専門家による客観的かつ公正な評価（国内レビュー）、即ち、国際レビューを受け、その結果を報告書にまとめ、2015年9月に公表した（図1）。

国外レビューでは、中国、仏国、韓国、ロシア、米国、及びEU（欧州連合）から計9名のレビュー者を選任しており、いずれも各国の高速炉開発計画において安全設計・評価に責任ある立場、あるいは国際的組織を代表する高速炉安全性の専門家である。2015年5月には、東京で海外の専門家によるレビュー会合を、文部科学省と共同で開催した。

一方、国内レビューでは、「安全確保の考え方」を国内の専門家により第三者の視点から客観的かつ公正に評価してもらうために、公益財団法人原子力安全研究協会にレビューを委託した。同協会は、国内の高速炉の安全性専門家5名による委員会を設置して検討を行った。

原子力機構は、「もんじゅ」のさらなる安全性向上を図るために「安全確保の考え方」を十二分に斟酌する上で、「安全確保の考え方」について広く国内外の専門家の判断を仰ぎ、その妥当性について確認した。

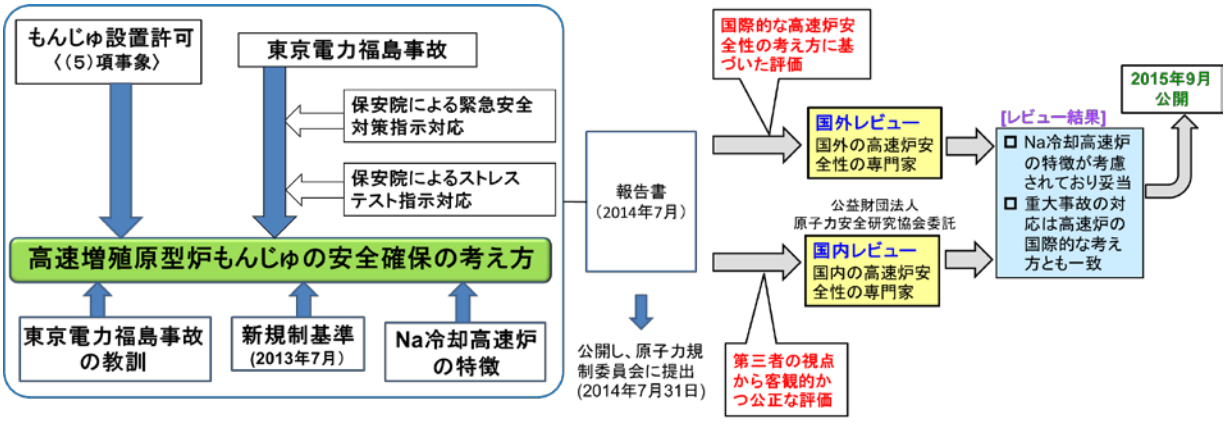


図1 国際レビューの全体フロー

2. 高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方

図2にナトリウム冷却高速炉（「もんじゅ」）の特徴を踏まえた「委員会」報告のポイントを示す。ナトリウム冷却高速炉の冷却材は、元々、熱伝達特性に優れ、高沸点（883℃：大気圧）であり発電のために1

次系圧力を上げる必要がなく、さらに、「もんじゅ」では静的なガードベッセルにより、事故時においても冷却材を原子炉容器内に維持できる設計としている。そのため、1 次系冷却材の漏えい事故時においても軽水炉のように早期に炉心が露出することはなく、冷却のための減圧及び冷却材注入は不要である。また、液体で利用可能な温度範囲が広く、冷却材バウンダリが健全である限り「もんじゅ」では十分な自然循環冷却が可能な設計としている。さらに、系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きいことから、事故時における温度の上昇は一般に緩慢であり、炉心の著しい損傷までに時間的な余裕（数時間から数十時間）があることから、運転員の手動操作による複数のアクシデントマネジメント（AM）策が可能である。一方、ナトリウム冷却高速炉は、設計基準を超える事故時においてナトリウムボイド反応度が正となりうること及び燃料集中による臨界性を考慮する必要がある。また、ナトリウム冷却材は空気や水に対して化学的に活性であることを考慮する必要がある。このようにナトリウム冷却高速炉は軽水炉と異なる特性を有することから、その安全確保に関する要件は軽水炉との特性の相違を十分に考慮する必要がある。

「もんじゅ」では、これまで上記の特性を踏まえて設計がなされ、安全審査において確認されてきた。特に、設計基準を超える事故についても重大事故に対する先取的な審査が行われており、炉心特性等を十分に考慮した対策が講じられていることが確認されている。しかしながら、今般の東京電力福島事故を踏まえれば、その教訓を反映する観点から、更なる安全対策の拡充を図ることが重要である。日本原子力学会の調査では重要設備に地震の揺れによる深刻な損傷はなかったとされているが、津波による浸水が交流、直流を含め全ての電源喪失をもたらし、電源が確保されることを前提とした AM 策が機能しなかったことを重く受け止めなければならない。このため、地震、津波をはじめとする共通要因故障の原因となる外部ハザード全般への対策強化、長期的な事故対応に当たっては代替電源確保とそれらの位置的分散配置、全交流動力電源が喪失した状態における操作・管理・体制面（ソフト）を含めた AM 策の信頼性向上、格納機能の確保に関する詳細な確認、電源喪失時の通信・計装の強化、等に関し東京電力福島事故の教訓を反映し検討を行うべきである。また、それらの反映にあたっては、事象の選定等において確率論的なリスク情報等 を活用し、大規模な格納機能喪失に至るシーケンスは実質上除外されるように対策しなければ ならない。

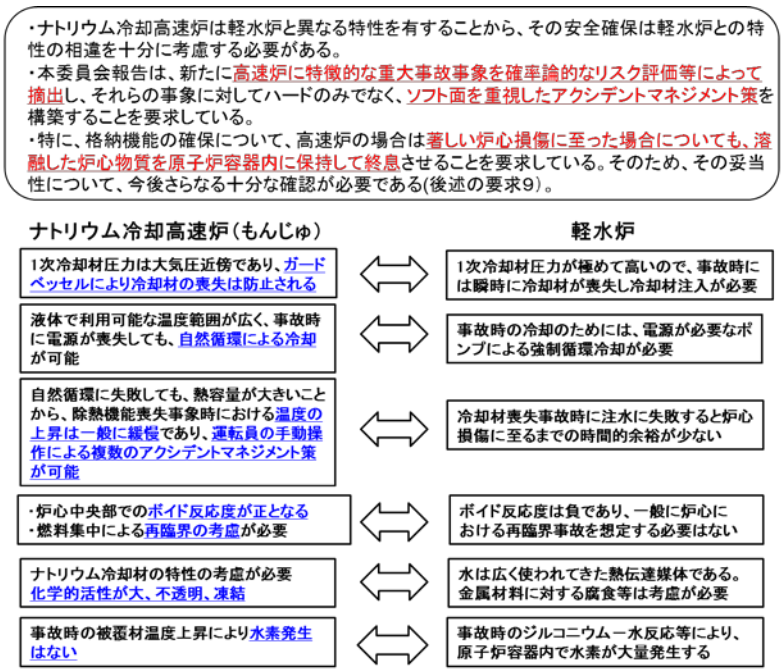


図2 ナトリウム冷却高速炉（もんじゅ）の特徴を踏まえた委員会報告のポイント

「委員会」では、上記を踏まえ、高速増殖原型炉もんじゅに関する重大事故を含む安全確保の考え方として適切に対策を講じなければならない以下の 16 項目の要求をまとめた。

1. 原子力事故に対する人と環境の安全を確保する目的のため、深層防護概念に基づく事 故の発生防止と影響緩和によって、原子力施設とその運用に起因する放射線から人と環境が受けるリスクを社会から受容される範囲に制限すること。
2. （原子炉停止系）：多重性又は多様性及び独立性を有した原子炉停止系を設けること。 ナトリウム冷却高速炉では、制御棒による複数の独立した原子炉停止系を設けること。設計基準事故時において原子炉停止系のうち少なくとも一つは、原子炉を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できること。
3. （崩壊熱除去系）：原子炉容器内で発生する崩壊熱を除去し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備を設けること。熱輸送系及び最終ヒートシンクは、その健全性及び機能 を失わないようにすること。
4. （共通要因故障の回避）：共通要因故障に至る可能性のある内部火災、内部溢水に対して事象の発生と拡

大を防止するため、必要な対応策が講じられていることを確認すること。対応が不十分である場合にはさらなる対応策を講じること。

5. （ナトリウム冷却高速炉に特有な事象）：ナトリウム漏えい、ナトリウム・水反応に関する十分な対応策を講ずること。2 次系のナトリウム漏えい及び蒸気発生器の水漏えいに対し、従来の設備対応の妥当性、並びに設計基準を超える重大事故への進展のおそれについて検討し、必要に応じて設備対応等を適切に実施すること。
6. 炉心損傷事故に至る可能性のある原子炉停止失敗に起因する事象と除熱失敗に起因する事象について、安全機能の喪失状態及び事象進展を確率論的リスク評価（PRA）等も参考にして適切に考慮し、必要な設備対応（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）での対応から成る適切な AM 策を講じること。
7. 原子炉停止機能喪失事象に対し、ナトリウム冷却高速炉の炉心特性から進展速度が一般に極めて速い事象であることを考慮し、設計の安全余裕について最新知見を用いて確認するとともに、設備面（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）から成る適 切な AM 策を講じること。
8. 「もんじゅ」の安全上の特徴から除熱機能喪失事象についての安全対応策は極めて重要であることから、設備の特徴を踏まえ設備面（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）から成る適切な AM 策を構築すること。
9. 格納機能の喪失に至る事象を詳細に評価し、原子炉停止機能喪失事象及び除熱機能喪失事象について溶融燃料による原子炉容器破損の可能性は実質上除外されるように適切な AM 策を講じること（図 3）。
10. 原子炉施設は、地震、津波、及びそれ以外の自然現象に対して、確率的評価手法等に基づきリスクを評価し、適切な余裕をもって安全が確保されるように設計による対応策を施すこと。設計想定を超える規模の自然現象に対してはその影響や設備の耐性を把握し、ナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮した適切な AM 策を整備すること。
11. 故意による大型航空機の衝突、その他のテロリズムに対して、自然循環冷却ループや補助冷却系の配置等の設備上の特徴、並びに AM 策の有効性も考慮し重大事故の発生防止及び影響緩和策を講じること。
12. 設計基準を超える事象に対する合理的な安全対策の整備の観点から水素爆発を防止するため、水素濃度の測定、水素の外部への排出、意図的な小規模な水素燃焼等の適切な AM 策を、既存設備も活用し講じること。
13. 使用済燃料貯蔵槽（炉外燃料貯蔵槽及び燃料池）における燃料破損を防止するため、設備の特徴を踏まえた適切な AM 策を講じること。
14. 重大事故等発生時の中央制御室及び緊急時対策所の居住性を、ナトリウム冷却高速炉における事故の特徴に鑑みた適切なソースタームを想定し、運転員あるいは要員の被ばくの観点から遮蔽、換気等の設備を設計し、確保すること。
15. 重大事故時において必要とする原子炉及びプラントの状態を監視できる措置を講じること。重大事故等が発生した場合に監視するパラメータは、ナトリウム冷却高速炉の特徴及び想定される重要事故シーケンス等の事象進展と環境条件に鑑みて適切に選定すること。また、監視パラメータの重要性によって計測機器を分類し、耐震性を確保すること。
16. 重大事故発生時に的確な AM 対策を実施できるように必要な措置を講じること。重大事故に的確かつ

(要求9)格納機能喪失対策
格納機能の喪失に至る事象を詳細に評価し、原子炉停止機能喪失事象及び除熱機能喪失事象について溶融燃料による原子炉容器破損の可能性は実質上除外されるように適切なAM策を講じること。

(例)原子炉停止機能喪失事象(ATWS系)の評価フロー

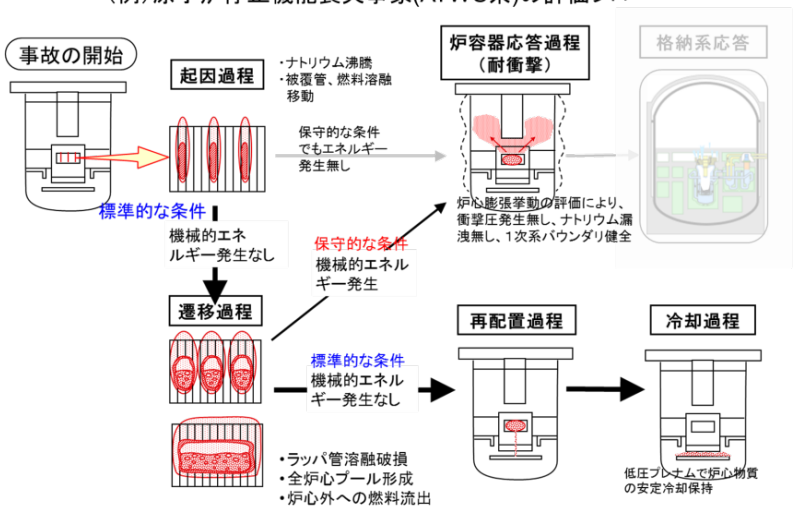


図3 16項目の要求の1例

柔軟に対処できるよう、体制、手順、書類、資機材等を整備するとともに、教育、訓練を行なうこと。さらに、訓練等で評価された AM 策の有効性を適切に PRA に反映するとともに、PRA 等の結果を用いて、継続的に AM 策の有効性を向上させること。

3. 国内レビュー

原子力機構は、「委員会」にて策定した報告書「安全確保の考え方」について、より客観的な立場からの公正な評価を得るために、原子力機構以外の第三者機関（原子力安全研究協会）に委託して国内の専門家によるレビューを実施した。

図４に国内レビューの実施方法を示す。本レビューは５名の国内の専門家で構成される「もんじゅ安全性レビュー専門委員会」を設置して実施された。レビューにあたっては、高速増殖炉の安全性に関する技術的専門家個人としての視点からレビューを行い、新型炉部会の「研究開発段階発電用原子炉安全設計方針検討会報告書」に示された論点を参照することとされた。

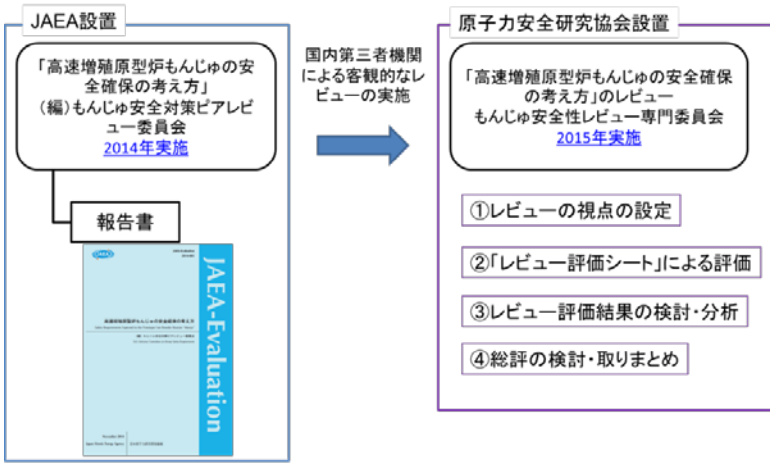


図4 国内レビューの実施方法

専門委員会としてのレビュー結果のまとめを以下に示す。

(1)東京電力福島事故の教訓を踏まえた高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方について、ナトリウム冷却高速炉の安全上の特徴を十分に考慮しつつ適切な整理がなされており、ナトリウム冷却高速炉であるもんじゅに対する安全確保の方針及び要求事項は妥当なものと考えられる。

(2)従来の原子力発電所の安全確保の考え方では、設計の妥当性を判断するために設計基準事故を想定してきたが、東京電力福島事故を教訓として、更に、それを超える事故に対しても対策を取る必要がある。このような設計基準事故を超える事故に対しても、まず、原子炉施設の地震、津波等に対する対策の強化や電源車等を配備することにより重大事故の発生を防止する。さらに、万一、重大事故等に至った場合にも放射性物質の拡散を抑制するため格納機能を確保するとすることとしており、このような２段階の対策を講じることは国際的にみても一般的なアプローチであり妥当である。

(3)格納機能確保の考え方については、原子炉容器の損傷や溶融貫通が生じないように、原子炉容器内で溶融炉心を冷却、保持（IVR、In-Vessel Retention）すると言う考えが示されている。これは、より信頼性・確実性が高いリスク抑制方策になり得ると考えられ、追求すべき妥当なアプローチである。

(4)規制要求レベルへの対応に留まらず、継続的なリスク低減努力が重要である。PRA 等を活用し、外的事象を含め様々な事象（シーケンス）の発生可能性について幅広く検討分析を行い、リスクプロファイルを包括的に把握しつつ、合理的に達成可能なリスク低減方策を不断に追求していくことが求められる。

4. 国外レビュー

原子力機構は、「委員会」にて策定した報告書「安全確保の考え方」について、国際的な評価を受けるために、海外の専門家によるレビューを実施した。本レビューでは、中国、仏国、韓国、ロシア、米国、及び EU から計 9 名の専門家を選任しており、いずれも、第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF）や国際原子力機関（IAEA）等の国際協力プログラムにおける重要メンバーとして活躍している。レビューにあたっては、「安全確保の考え方」において、高速炉特有の重大事故の防止と影響緩和に関する考え方をまとめた第 4 章及び前述の 16 項目の要求をまとめた第 7 章について英訳したものを各レビュー者に送付し、受けたレビュー結果をまとめたレビューサマリ案を事前に作成した上でレビュー会合を開催して審議を行った。

レビュー会合では、ATWS 評価等が最新知見を反映したものであることが確認されるとともに、レビューサマリについて技術的な討議が行われた。ロシアとフランスのレビュー者から、集合体入口の瞬時完全閉塞も考慮すべきとの指摘があったが、会合において議論した結果、「もんじゅ」の場合は発生確率が無視

できる程度に小さく、その影響は ATWS 事故に代表される全炉心事故に十分包絡されるとする見解がまとめられた。

国外レビューにおける主要な結果を以下に示す。

(1)重大事故の想定は、ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえ、系統的かつ包括的に実施されており、安全確保の基本的考え方は妥当なものである。

(2)原子炉停止に失敗して炉心が溶融しても、炉心物質は原子炉容器内に保持され、原子炉容器の健全性が確保されることが、様々な不確かさも考慮して適切に評価されている。この IVR シナリオは、ナトリウム冷却高速炉の持つ固有の安全性と信頼性の高い崩壊熱除去能力を反映したものであり、高速炉安全における最新の国際的な考え方にも一致する。

(3)「もんじゅ」では、全電源喪失のような設計基準を超える事故においても、自然循環可能な設計となっており、崩壊熱の除去が可能である（図５）。また高速炉では系統圧力が低いため、炉心冷却に必要な冷却材液位が十分確保でき、除熱が失敗した場合でも、炉心損傷に至らしめない多重な対策を施す時間的余裕は十分あると評価される。これらのことから、「もんじゅ」の格納機能確保を炉心損傷防止により達成すると言う考え方は妥当である。

(4)東京電力福島事故の教訓を反映して、設計基準を超える地震・津波などの外的事象に対し、高速炉の構造物、系統及び機器の耐性と設計上の特徴を考慮しつつ、PRA を利用して安全確保策を策定することとしており、外的事象に対する要求事項は妥当なものである。

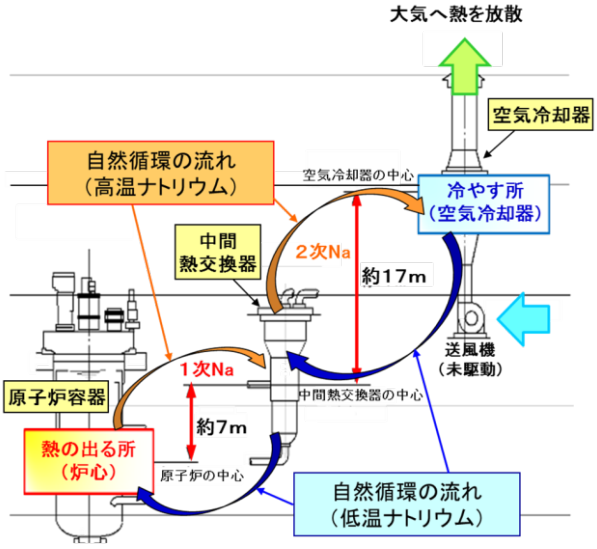


図5 自然循環による崩壊熱除去

5. まとめ

原子力機構は、「安全確保の考え方」について広く国内外の専門家のレビューを受け、その妥当性について確認した。下記に主なレビューコメントを示す。

(1)「安全確保の考え方」で述べられている安全上の要求事項は、東京電力福島事故の教訓と、ナトリウム冷却高速炉の特徴を十分に考慮されたものであり、妥当である（国外、国内）。

(2)事故時に制御棒が挿入できないことにより原子炉を停止できずに炉心の燃料が溶ける重大事故が発生した場合でも、溶けた燃料は原子炉容器の中に安定して保持されることは、高速炉の最新の国際的な考え方とも一致している（国外）。この様な事故が発生しても、溶けた燃料を原子炉容器の中で長期的に冷却して、留めようとする考え方は妥当である（国内）。

(3)「もんじゅ」は、電源がなくなりポンプが動かなくても、ナトリウムの温度差によって生じる密度の違いにより、冷却材が原子炉や配管の中を流れ、最終的に大気に熱を放出することにより炉心燃料の崩壊熱を冷やせるしくみになっている。この冷却手段を有していることから、万一、全ての電力供給がなくなっても、燃料は溶けることなく原子炉容器の中で保持できるとする考えは十分受け入れられる（国外、国内）。

(4)自然現象（地震、津波、竜巻、火山、森林火災等）など外部からの様々な脅威に対し、個別の脅威について講じなければならない対策を明らかにしていく手法は妥当である（国外、国内）。また、規制側の安全要求を満たすだけでなく、事業者として自ら継続的にリスクを低減させていくことも重要である（国内）。

*Akira Yamaguchi[1], Shinzo Saito[2], Koji Okamoto[1], Yoshio Kani[3] and Ryodai Nakai[2]

[1]Univ. of Tokyo, [2]JAEA, [3]Tokai Univ.

新型炉部会セッション「もんじゅ安全性の国際レビュー」

もんじゅ安全性の国際レビュー

International Review on Safety Requirements for Monju

山口 彰[1]，*齋藤 伸三[2]，*岡本 孝司[1]，*可児 吉男[3]，*中井 良大[2]
[1]東京大学，[2]原子力機構，[3]東海大学

1. 国際レビューの概要

2011年3月の東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故（以下「東京電力福島事故」という）を踏まえ、ナトリウム冷却高速炉等の研究開発段階発電用原子炉を対象とした重大事故を考慮した新規制基準が2013年7月に施行された。

この基準については、原子力規制委員会はパブリックコメント等を踏まえ再度見直しをすることとしている（2013年6月12日第10回原子力規制委員会配布資料2より）が、日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という）はこれまでの知見を活かし、独自に「高速増殖原型炉もんじゅに関する重大事故を含む安全確保の考え方」を構築すべく、高速増殖炉の技術及び安全性評価に精通した専門家により「もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会」（以下「委員会」という）を設置し、安全上の要求事項を報告書「高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方」（以下「安全確保の考え方」という）として取りまとめ、2014年7月に原子力規制委員会に提出した。

その後、「安全確保の考え方」の妥当性の確認を目的として、より広く専門家の判断を仰ぐため、海外の高速炉安全性の専門家による国際的な安全の考え方に基づく評価（国外レビュー）、及び国内の高速炉安全性の専門家による客観的かつ公正な評価（国内レビュー）、即ち、国際レビューを受け、その結果を報告書にまとめ、2015年9月に公表した（図1）。

国外レビューでは、中国、仏国、韓国、ロシア、米国、及びEU（欧州連合）から計9名のレビュー者を選任しており、いずれも各国の高速炉開発計画において安全設計・評価に責任ある立場、あるいは国際的組織を代表する高速炉安全性の専門家である。2015年5月には、東京で海外の専門家によるレビュー会合を、文部科学省と共同で開催した。

一方、国内レビューでは、「安全確保の考え方」を国内の専門家により第三者の視点から客観的かつ公正に評価してもらうために、公益財団法人原子力安全研究協会にレビューを委託した。同協会は、国内の高速炉の安全性専門家5名による委員会を設置して検討を行った。

原子力機構は、「もんじゅ」のさらなる安全性向上を図るために「安全確保の考え方」を十二分に斟酌する上で、「安全確保の考え方」について広く国内外の専門家の判断を仰ぎ、その妥当性について確認した。

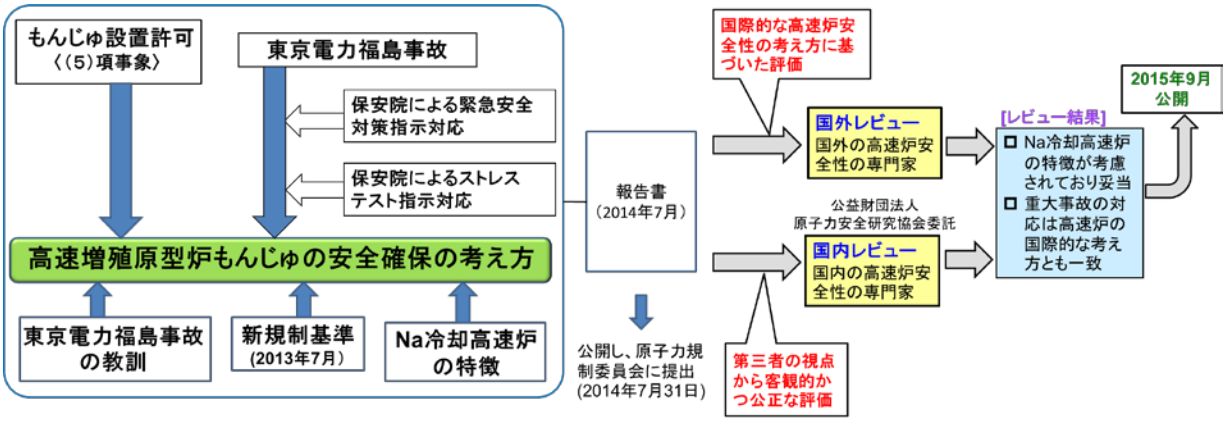


図1 国際レビューの全体フロー

2. 高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方

図2にナトリウム冷却高速炉（「もんじゅ」）の特徴を踏まえた「委員会」報告のポイントを示す。ナトリウム冷却高速炉の冷却材は、元々、熱伝達特性に優れ、高沸点（883℃：大気圧）であり発電のために1

次系圧力を上げる必要がなく、さらに、「もんじゅ」では静的なガードベッセルにより、事故時においても冷却材を原子炉容器内に維持できる設計としている。そのため、1 次系冷却材の漏えい事故時においても軽水炉のように早期に炉心が露出することはなく、冷却のための減圧及び冷却材注入は不要である。また、液体で利用可能な温度範囲が広く、冷却材バウンダリが健全である限り「もんじゅ」では十分な自然循環冷却が可能な設計としている。さらに、系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きいことから、事故時における温度の上昇は一般に緩慢であり、炉心の著しい損傷までに時間的な余裕（数時間から数十時間）があることから、運転員の手動操作による複数のアクシデントマネジメント（AM）策が可能である。一方、ナトリウム冷却高速炉は、設計基準を超える事故時においてナトリウムボイド反応度が正となりうること及び燃料集中による臨界性を考慮する必要がある。また、ナトリウム冷却材は空気や水に対して化学的に活性であることを考慮する必要がある。このようにナトリウム冷却高速炉は軽水炉と異なる特性を有することから、その安全確保に関する要件は軽水炉との特性の相違を十分に考慮する必要がある。

「もんじゅ」では、これまで上記の特性を踏まえて設計がなされ、安全審査において確認されてきた。特に、設計基準を超える事故についても重大事故に対する先取的な審査が行われており、炉心特性等を十分に考慮した対策が講じられていることが確認されている。しかしながら、今般の東京電力福島事故を踏まえれば、その教訓を反映する観点から、更なる安全対策の拡充を図ることが重要である。日本原子力学会の調査では重要設備に地震の揺れによる深刻な損傷はなかったとされているが、津波による浸水が交流、直流を含め全ての電源喪失をもたらし、電源が確保されることを前提とした AM 策が機能しなかったことを重く受け止めなければならない。このため、地震、津波をはじめとする共通要因故障の原因となる外部ハザード全般への対策強化、長期的な事故対応に当たっては代替電源確保とそれらの位置的分散配置、全交流動力電源が喪失した状態における操作・管理・体制面（ソフト）を含めた AM 策の信頼性向上、格納機能の確保に関する詳細な確認、電源喪失時の通信・計装の強化、等に関し東京電力福島事故の教訓を反映し検討を行うべきである。また、それらの反映にあたっては、事象の選定等において確率論的なリスク情報等 を活用し、大規模な格納機能喪失に至るシーケンスは実質上除外されるように対策しなければ ならない。

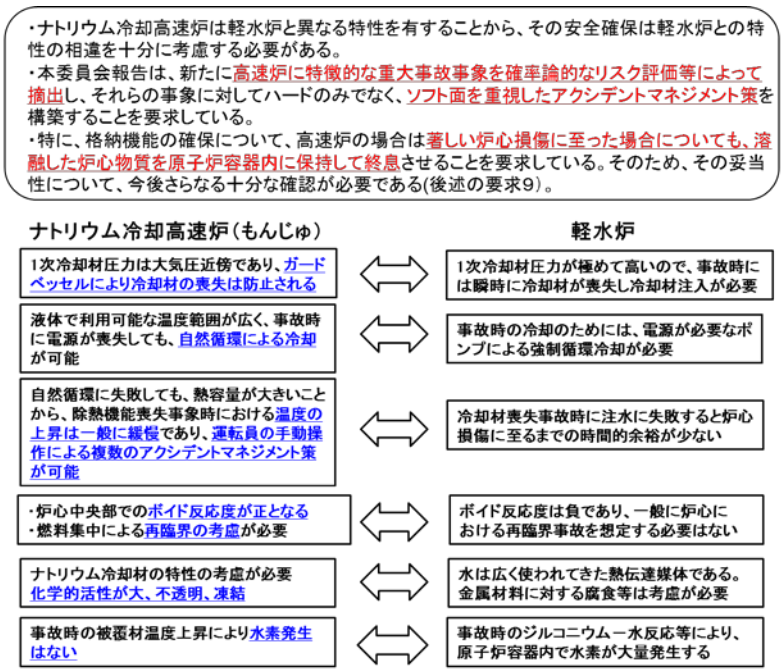


図2 ナトリウム冷却高速炉（もんじゅ）の特徴を踏まえた委員会報告のポイント

「委員会」では、上記を踏まえ、高速増殖原型炉もんじゅに関する重大事故を含む安全確保の考え方として適切に対策を講じなければならない以下の 16 項目の要求をまとめた。

1. 原子力事故に対する人と環境の安全を確保する目的のため、深層防護概念に基づく事 故の発生防止と影響緩和によって、原子力施設とその運用に起因する放射線から人と環境が受けるリスクを社会から受容される範囲に制限すること。
2. （原子炉停止系）：多重性又は多様性及び独立性を有した原子炉停止系を設けること。 ナトリウム冷却高速炉では、制御棒による複数の独立した原子炉停止系を設けること。設計基準事故時において原子炉停止系のうち少なくとも一つは、原子炉を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できること。
3. （崩壊熱除去系）：原子炉容器内で発生する崩壊熱を除去し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備を設けること。熱輸送系及び最終ヒートシンクは、その健全性及び機能 を失わないようにすること。
4. （共通要因故障の回避）：共通要因故障に至る可能性のある内部火災、内部溢水に対して事象の発生と拡

大を防止するため、必要な対応策が講じられていることを確認すること。対応が不十分である場合にはさらなる対応策を講じること。

5. （ナトリウム冷却高速炉に特有な事象）：ナトリウム漏えい、ナトリウム・水反応に関する十分な対応策を講ずること。2 次系のナトリウム漏えい及び蒸気発生器の水漏えいに対し、従来の設備対応の妥当性、並びに設計基準を超える重大事故への進展のおそれについて検討し、必要に応じて設備対応等を適切に実施すること。
6. 炉心損傷事故に至る可能性のある原子炉停止失敗に起因する事象と除熱失敗に起因する事象について、安全機能の喪失状態及び事象進展を確率論的リスク評価（PRA）等も参考にして適切に考慮し、必要な設備対応（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）での対応から成る適切な AM 策を講じること。
7. 原子炉停止機能喪失事象に対し、ナトリウム冷却高速炉の炉心特性から進展速度が一般に極めて速い事象であることを考慮し、設計の安全余裕について最新知見を用いて確認するとともに、設備面（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）から成る適 切な AM 策を講じること。
8. 「もんじゅ」の安全上の特徴から除熱機能喪失事象についての安全対応策は極めて重要であることから、設備の特徴を踏まえ設備面（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）から成る適切な AM 策を構築すること。
9. 格納機能の喪失に至る事象を詳細に評価し、原子炉停止機能喪失事象及び除熱機能喪失事象について溶融燃料による原子炉容器破損の可能性は実質上除外されるように適切な AM 策を講じること（図 3）。
10. 原子炉施設は、地震、津波、及びそれ以外の自然現象に対して、確率的評価手法等に基づきリスクを評価し、適切な余裕をもって安全が確保されるように設計による対応策を施すこと。設計想定を超える規模の自然現象に対してはその影響や設備の耐性を把握し、ナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮した適切な AM 策を整備すること。
11. 故意による大型航空機の衝突、その他のテロリズムに対して、自然循環冷却ループや補助冷却系の配置等の設備上の特徴、並びに AM 策の有効性も考慮し重大事故の発生防止及び影響緩和策を講じること。
12. 設計基準を超える事象に対する合理的な安全対策の整備の観点から水素爆発を防止するため、水素濃度の測定、水素の外部への排出、意図的な小規模な水素燃焼等の適切な AM 策を、既存設備も活用し講じること。
13. 使用済燃料貯蔵槽（炉外燃料貯蔵槽及び燃料池）における燃料破損を防止するため、設備の特徴を踏まえた適切な AM 策を講じること。
14. 重大事故等発生時の中央制御室及び緊急時対策所の居住性を、ナトリウム冷却高速炉における事故の特徴に鑑みた適切なソースタームを想定し、運転員あるいは要員の被ばくの観点から遮蔽、換気等の設備を設計し、確保すること。
15. 重大事故時において必要とする原子炉及びプラントの状態を監視できる措置を講じること。重大事故等が発生した場合に監視するパラメータは、ナトリウム冷却高速炉の特徴及び想定される重要事故シーケンス等の事象進展と環境条件に鑑みて適切に選定すること。また、監視パラメータの重要性によって計測機器を分類し、耐震性を確保すること。
16. 重大事故発生時に的確な AM 対策を実施できるように必要な措置を講じること。重大事故に的確かつ

(要求9)格納機能喪失対策
格納機能の喪失に至る事象を詳細に評価し、原子炉停止機能喪失事象及び除熱機能喪失事象について溶融燃料による原子炉容器破損の可能性は実質上除外されるように適切なAM策を講じること。

(例)原子炉停止機能喪失事象(ATWS系)の評価フロー

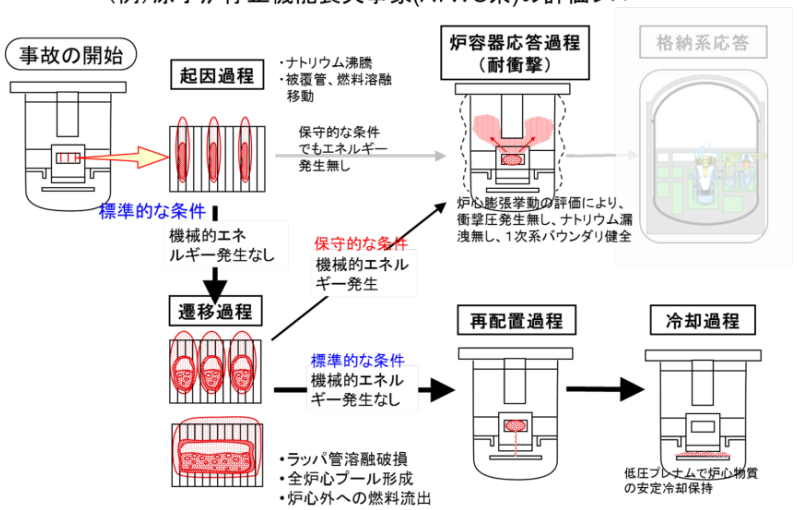


図3 16項目の要求の1例

柔軟に対処できるよう、体制、手順、書類、資機材等を整備するとともに、教育、訓練を行なうこと。さらに、訓練等で評価された AM 策の有効性を適切に PRA に反映するとともに、PRA 等の結果を用いて、継続的に AM 策の有効性を向上させること。

3. 国内レビュー

原子力機構は、「委員会」にて策定した報告書「安全確保の考え方」について、より客観的な立場からの公正な評価を得るために、原子力機構以外の第三者機関（原子力安全研究協会）に委託して国内の専門家によるレビューを実施した。

図４に国内レビューの実施方法を示す。本レビューは５名の国内の専門家で構成される「もんじゅ安全性レビュー専門委員会」を設置して実施された。レビューにあたっては、高速増殖炉の安全性に関する技術的専門家個人としての視点からレビューを行い、新型炉部会の「研究開発段階発電用原子炉安全設計方針検討会報告書」に示された論点を参照することとされた。

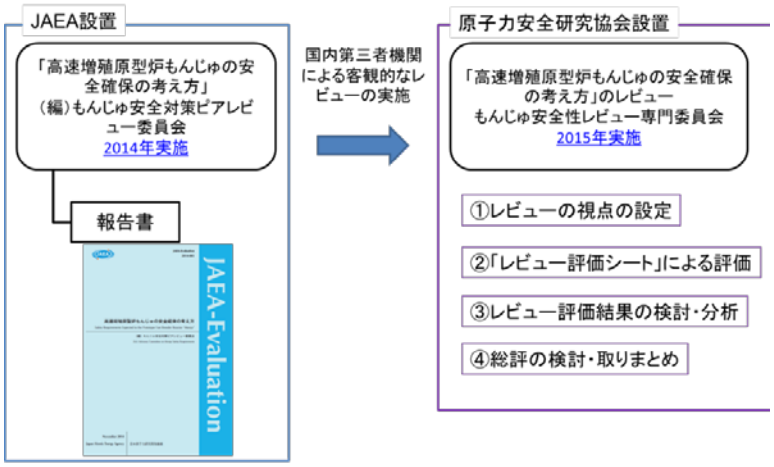


図4 国内レビューの実施方法

専門委員会としてのレビュー結果のまとめを以下に示す。

(1)東京電力福島事故の教訓を踏まえた高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方について、ナトリウム冷却高速炉の安全上の特徴を十分に考慮しつつ適切な整理がなされており、ナトリウム冷却高速炉であるもんじゅに対する安全確保の方針及び要求事項は妥当なものと考えられる。

(2)従来の原子力発電所の安全確保の考え方では、設計の妥当性を判断するために設計基準事故を想定してきたが、東京電力福島事故を教訓として、更に、それを超える事故に対しても対策を取る必要がある。このような設計基準事故を超える事故に対しても、まず、原子炉施設の地震、津波等に対する対策の強化や電源車等を配備することにより重大事故の発生を防止する。さらに、万一、重大事故等に至った場合にも放射性物質の拡散を抑制するため格納機能を確保するとすることとしており、このような２段階の対策を講じることは国際的にみても一般的なアプローチであり妥当である。

(3)格納機能確保の考え方については、原子炉容器の損傷や溶融貫通が生じないように、原子炉容器内で溶融炉心を冷却、保持（IVR、In-Vessel Retention）すると言う考えが示されている。これは、より信頼性・確実性が高いリスク抑制方策になり得ると考えられ、追求すべき妥当なアプローチである。

(4)規制要求レベルへの対応に留まらず、継続的なリスク低減努力が重要である。PRA 等を活用し、外的事象を含め様々な事象（シーケンス）の発生可能性について幅広く検討分析を行い、リスクプロファイルを包括的に把握しつつ、合理的に達成可能なリスク低減方策を不断に追求していくことが求められる。

4. 国外レビュー

原子力機構は、「委員会」にて策定した報告書「安全確保の考え方」について、国際的な評価を受けるために、海外の専門家によるレビューを実施した。本レビューでは、中国、仏国、韓国、ロシア、米国、及び EU から計 9 名の専門家を選任しており、いずれも、第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF）や国際原子力機関（IAEA）等の国際協力プログラムにおける重要メンバーとして活躍している。レビューにあたっては、「安全確保の考え方」において、高速炉特有の重大事故の防止と影響緩和に関する考え方をまとめた第 4 章及び前述の 16 項目の要求をまとめた第 7 章について英訳したものを各レビュー者に送付し、受けたレビュー結果をまとめたレビューサマリ案を事前に作成した上でレビュー会合を開催して審議を行った。

レビュー会合では、ATWS 評価等が最新知見を反映したものであることが確認されるとともに、レビューサマリについて技術的な討議が行われた。ロシアとフランスのレビュー者から、集合体入口の瞬時完全閉塞も考慮すべきとの指摘があったが、会合において議論した結果、「もんじゅ」の場合は発生確率が無視

できる程度に小さく、その影響は ATWS 事故に代表される全炉心事故に十分包絡されるとする見解がまとめられた。

国外レビューにおける主要な結果を以下に示す。

(1)重大事故の想定は、ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえ、系統的かつ包括的に実施されており、安全確保の基本的考え方は妥当なものである。

(2)原子炉停止に失敗して炉心が溶融しても、炉心物質は原子炉容器内に保持され、原子炉容器の健全性が確保されることが、様々な不確かさも考慮して適切に評価されている。この IVR シナリオは、ナトリウム冷却高速炉の持つ固有の安全性と信頼性の高い崩壊熱除去能力を反映したものであり、高速炉安全における最新の国際的な考え方にも一致する。

(3)「もんじゅ」では、全電源喪失のような設計基準を超える事故においても、自然循環可能な設計となっており、崩壊熱の除去が可能である（図５）。また高速炉では系統圧力が低いため、炉心冷却に必要な冷却材液位が十分確保でき、除熱が失敗した場合でも、炉心損傷に至らしめない多重な対策を施す時間的余裕は十分あると評価される。これらのことから、「もんじゅ」の格納機能確保を炉心損傷防止により達成すると言う考え方は妥当である。

(4)東京電力福島事故の教訓を反映して、設計基準を超える地震・津波などの外的事象に対し、高速炉の構造物、系統及び機器の耐性と設計上の特徴を考慮しつつ、PRA を利用して安全確保策を策定することとしており、外的事象に対する要求事項は妥当なものである。

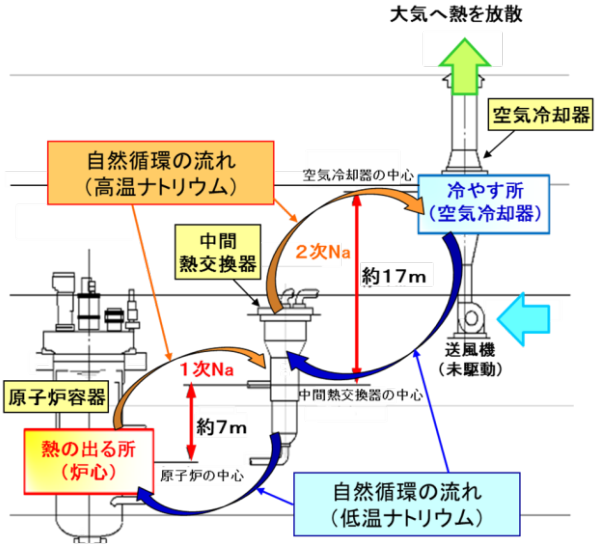


図5 自然循環による崩壊熱除去

5. まとめ

原子力機構は、「安全確保の考え方」について広く国内外の専門家のレビューを受け、その妥当性について確認した。下記に主なレビューコメントを示す。

(1)「安全確保の考え方」で述べられている安全上の要求事項は、東京電力福島事故の教訓と、ナトリウム冷却高速炉の特徴を十分に考慮されたものであり、妥当である（国外、国内）。

(2)事故時に制御棒が挿入できないことにより原子炉を停止できずに炉心の燃料が溶ける重大事故が発生した場合でも、溶けた燃料は原子炉容器の中に安定して保持されることは、高速炉の最新の国際的な考え方とも一致している（国外）。この様な事故が発生しても、溶けた燃料を原子炉容器の中で長期的に冷却して、留めようとする考え方は妥当である（国内）。

(3)「もんじゅ」は、電源がなくなりポンプが動かなくても、ナトリウムの温度差によって生じる密度の違いにより、冷却材が原子炉や配管の中を流れ、最終的に大気に熱を放出することにより炉心燃料の崩壊熱を冷やせるしくみになっている。この冷却手段を有していることから、万一、全ての電力供給がなくなっても、燃料は溶けることなく原子炉容器の中で保持できるとする考えは十分受け入れられる（国外、国内）。

(4)自然現象（地震、津波、竜巻、火山、森林火災等）など外部からの様々な脅威に対し、個別の脅威について講じなければならない対策を明らかにしていく手法は妥当である（国外、国内）。また、規制側の安全要求を満たすだけでなく、事業者として自ら継続的にリスクを低減させていくことも重要である（国内）。

*Akira Yamaguchi[1], Shinzo Saito[2], Koji Okamoto[1], Yoshio Kani[3] and Ryodai Nakai[2]

[1]Univ. of Tokyo, [2]JAEA, [3]Tokai Univ.

Planning Lecture | Technical divison and Network Session：Reactor Physics Division

Sun. Mar 27, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sun. Mar 27, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Lecture Rooms C C201

[TN09] Present status of the domestic code system development and future plans

Chair: Go Chiba (Hokkaido Univ.)

[TN0901] (1)Present status of the versatile reactor analysis code system MARBLE development and future plans

＊Kenji Yokoyama[1] (1.JAEA)

[TN0902] (2)Present status and future prospects of the MVP code

＊Yasunobu Nagaya[1] (1.JAEA)

[TN0903] (3)Recent development and future plans of the PHITS code

＊Yasunobu Nagaya[1] (1.JAEA)

[TN0904] (4)Present status of the FRENDY system development and future plans

＊Kenichi Tada[1] (1.JAEA)

炉物理部会セッション「国産コードシステム開発の動向と今後の展望」

汎用炉心解析システム MARBLE の開発状況と今後の展開

Present status of the versatile reactor analysis code system MARBLE development and future plans

横山 賢治 [1]

[1] 原子力機構

1. 緒言

MARBLE（Multi-purpose Advanced Reactor Physics Analysis System Based on Language of Engineering）は、解析コードを開発するための部品（フレームワーク）と、解析コードに相当する組立品（サブシステム）から構成される解析システムである。工学的な概念を人間と機械が理解できる言語[1]として表現することで、柔軟性の高い汎用的な解析システムにすることを目標とする。高速炉開発のための次世代炉心解析システムとして 2002 年から開発を開始した。現在の最新版は 2015 年の第 2 版（MARBLE2）[2]である。

2. MARBLE の概要及び開発状況

図 1 に MARBLE2 システムの概要を示す。フレームワークとしては、主に高速炉の炉心解析で扱う物理量や解析手法のための汎用ライブラリ（共用データモデル）と、既存の FORTRAN コードや C++で開発されたソルバーとの連携機能を提供する。サブシステムとしては、高速炉の炉定数作成機能（BIBLO）、不確かさ評価を含む核特性解析（SCHEME）、燃料交換を伴う実機燃焼解析（ORPHEUS）等が整備されている。一方で、MARBLE2 では適用範囲を広げ、C++で開発された軽水炉を対象とする燃焼感度解析システムを取り込んだ。その他、加速器駆動核変換システムの解析コード ADS3D[3]やシビアアクシデント後の再臨界評価システムの開発でもフレームワークが利用されている。MARBLE2 ではフレームワークを通して多くの炉心解析関連コードが利用でき、また、必要に応じて解析コードを追加できるため、コード連携の基盤技術として利用することができる。一方で、より詳細なレベルでの柔軟性や拡張性のためには独自の計算ソルバーが必要であり、衝突確率、拡散計算、感度計算、燃焼計算、不確かさ評価等の独自ソルバーが整備されている。

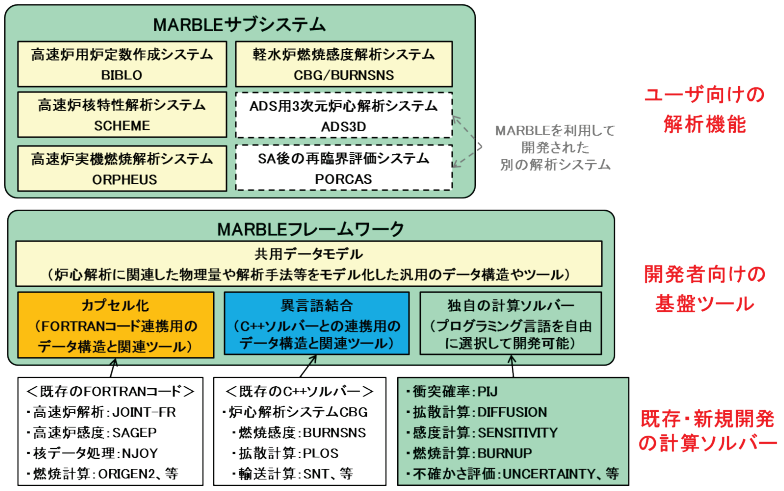


図 1　MARBLE2 システムの概要

3. 今後の予定

今後より拡張性の高いシステムにしていくには、解析コードの組み込みから独自ソルバーの開発に重点を移す必要がある。特に現状のソルバーは可読性を重視し実行速度に課題が残るものが多いため、可読性と実行効率を両立できる技術の確立が必要である。また、高速炉核設計のための統合ツールとしての機能拡張を進め、これまでに整備してきた高速炉の積分実験データベースの統合化等を行う予定である。

参考文献

[1] JNC TN9420 2002-004 (2002), [2] JAEA-Data/Code 2015-009 (2015), [3] JAEA-Data/Code 2014-024(2015)

Kenji Yokoyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

炉物理部会セッション「国産コードシステム開発の動向と今後の展望」

（2）連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP の開発状況と今後の展開

(2) Present status and future prospects of the MVP code

*長家 康展

原子力機構

1. 緒言

連続エネルギーモンテカルロコード MVP は、20 MeV 以下の評価済み核データに基づく中性子・光子輸送計算用コードである。1980 年代から日本原子力研究開発機構(当時は日本原子力研究所)において開発され、今日まで機能拡張とメンテナンスが続けられている。MVP コードは、炉心解析/炉心設計、臨界安全、原子炉遮へい等、原子炉での応用を目的として開発されている。中でも最もよく用いられているのが原子炉物理の分野で、臨界実験の解析や原子炉設計の参照解を導出するために用いられている。1994 年に第 1 版 [1]を国内向けに公開し、2005 年に新機能を追加した第 2 版 [2]を公開した。それ以降、炉心解析に対する新しいモンテカルロ計算手法が開発されるのに合わせ、MVP コードにおいても様々な機能拡張を行ってきた。本発表では、MVP コード開発の現状を報告し、最近の機能拡張についてレビューする。また、今後の展開についても触れる。

2. 新機能

第 2 版を公開以降 MVP に実装した機能は、(1) 実効増倍率に対する摂動計算機能, (2) 厳密共鳴弾性散乱モデル, (3) 動特性パラメータ計算機能, (4) 光核反応モデル, (5) 遅発中性子のシミュレーション, (6) 多群断面積計算機能である。(1)は、微小反応度価値を計算する機能で、相関及び微分演算子サンプリング法を用いて実効増倍率の差を計算する。(2)は、熱炉体系におけるドップラー反応度価値の計算精度を改善するために開発されたモデルである。従来モデルと比べて、ドップラー反応度価値を約 10%負の方向へ大きく評価する。(3)は、随伴中性子束で重みづけられたパラメータである実効遅発中性子割合と中性子生成時間を計算する。MVP では、MCNP コード等で用いられている Iterated Fission Probability に基づく手法ではなく、摂動計算手法からこれらのパラメータを計算する。(4)は、光核反応を用いた廃棄体中のウラン濃度検認法のために開発されたものである。(5)は、固有値計算における遅発中性子スペクトルの影響を陽に考慮するとともに、固定源時間依存問題のシミュレーションも可能にする。(6)は、散乱行列タリー、散乱行列モーメントタリー、平均散乱角余弦から多群定数を計算する。さらに、MVP はこれまで 2 GB までのメモリしか使うことができなかったが(32 ビット版 MVP)、実機炉心の大規模計算に対応するため、2 GB 以上のメモリを使うことを可能としている(64 ビット版 MVP)。

3. 結言

近年 MVP コードに実装した新機能をレビューし、コード開発の現状について報告した。これらの新機能が含まれる MVP コードを第3版として近々公開する予定である。今後は、核熱水力結合連成計算のための、MPI/OpenMP を用いたハイブリッド並列計算への対応や On-The-Fly ドップラー拡張法の開発を行う予定である。

参考文献

1) 森 他, JAERI-Data/Code 94-007 (1994). 2) Y. Nagaya, et al. JAERI 1348 (2005).

*Yasunobu Nagaya

Japan Atomic Energy Agency

炉物理部会セッション「国産コードシステム開発の動向と今後の展望」

（3）粒子・重イオン輸送計算コード PHITS の最近の開発状況と今後の展開

(3) Recent development and future plans of the PHITS code

*橋本　慎太郎[1]、仁井田　浩二[2]、佐藤　達彦[1]、岩元　洋介[1]、小川　達彦[1]、
古田　琢哉[1]、安部　晋一郎[1]、甲斐　健師[1]、松田　規宏[1]、岩瀬　広[3]
[1]原子力機構、[2]高度情報科学技術研究機構、[3]高エネ研

1. はじめに

PHITS は、JAEA、RIST、KEK が中心となり、様々な研究機関と協力して開発を進めている国産の汎用モンテカルロ放射線挙動解析コードである。中性子をはじめとする様々な粒子の輸送を 10^{-5}eV から 1TeV までの幅広いエネルギー範囲において取り扱うことができる。PHITS は、RIST 原子力コードセンターや OECD/NEA データバンク、米国 RSICC から入手可能であり、年 12 回ほど開催している PHITS 講習会に参加することでも入手できる。

2. 最近の開発状況

最新版 PHITS Ver. 2.82 に含まれる物理モデルを図 1 に示す。最近の開発によって、電磁カスケード計算コード EGS5 が導入され、電子・光子の輸送を精度良く模擬できるようになった。また、JQMD やイベントジェネレータモードの改良を行った他、様々な核反応モデルを更新することで、核反応の再現性を向上させた。さらに、1TeV までの光核反応や仮想光子を介して起こすミューオン核反応を考慮し、中性子やπ粒子の生成を模擬することが可能となった。他に、誘導放射能計算コード DCHAIN-SP2014 を組み込み、放射線輸送計算の統合プラットフォームとして機能の拡大を図り、ユーザーの利便性を向上させた。

3. まとめと今後の展開

PHITS は、JAEA が取りまとめている核データライブラリ JENDL-4.0 や KEK が開発を進めてきた EGS5 などを導入しており、国内の知見と技術を結集して開発された放射線挙動解析コードである。PHITS の国内外のユーザー数は現在 2,000 名を超えており、その利用範囲は幅広く、原子力だけでなく、原子核・素粒子物理、宇宙線・地球科学、医学物理などの様々な分野で活用されている。今後は、JENDL 高エネルギー核データライブラリの組み込みや核反応由来の不定性を系統誤差として評価する機能、PHITS の線量分布の結果を 3 次元的に表示させるプログラムの開発などを予定している。

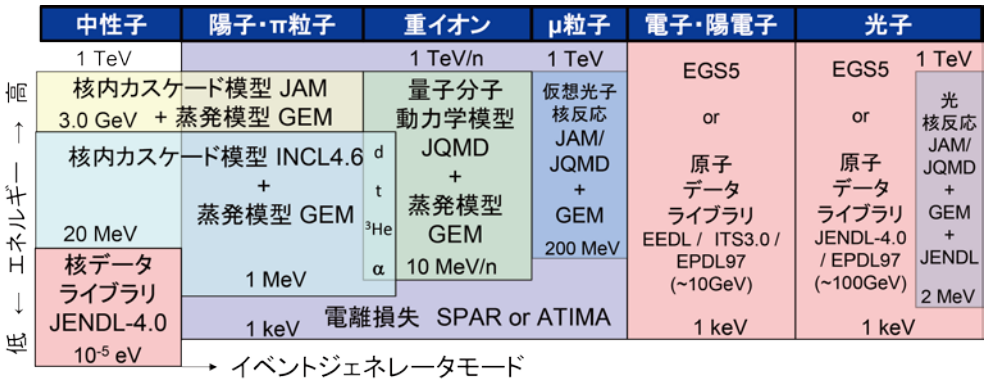


図 1　PHITS Ver. 2.82 に組み込まれた物理モデルやデータライブラリ

*Shintaro Hashimoto[1], Koji Niita[2], Tatsuhiko Sato[1], Yosuke Iwamoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shinichiro Abe[1], Takeshi Kai[1], Norihiro, Matsuda[1], Hiroshi Iwase[3]

[1]JAEA, [2]RIST, [3]KEK

炉物理部会セッション「国産コードシステム開発の動向と今後の展望」

核データ処理コード FRENDY の開発状況と今後の展開

Present status of the FRENDY system development and future plans

多田 健一[1]

[1]原子力機構

1. 緒言

核データ処理は、評価済み核データと臨界計算コードを繋ぐ重要なプロセスである。日本では、NJOY や PREPRO といった海外の核データ処理システムを利用してきたが、核データフォーマットの大きな変更に伴って核データ処理が出来なくなることや諸外国の政策の変更によってコードの利用に制限を受けることが懸念されている。原子力機構ではこの懸念を解消するため、国産核データ処理システム FRENDY(FRom Evaluated Nuclear Data librarY to any application)の開発を進めている。

2. FRENDY の概要及び開発状況

FRENDY は核データ処理コードのデ・ファクトスタンダードと言える既存の NJOY の処理機能の多くを包含し、その処理の問題点を把握し解決することにより、さらに高精度な処理を可能とするための、純国産核データ処理コードである。FRENDY は、オブジェクト指向プログラミングの手法に基づいて開発されており、従来の FORTRAN を使用した核データ処理コードでは非常に困難であった、核データフォーマットに依存しない核データ処理を実現している。また、Git を用いたバージョン管理や、テストケースを用いたソースコードの管理など、プログラムの保守性や品質を大幅に向上させている。このように FRENDY では将来の拡張性・保守性も見据えた開発を行っており、我が国の輸送計算コードの基礎をなすモジュールの一つとして利用される事が期待される。

図 1 に FRENDY の構造を示す。図中の青字で書かれた部分は開発済みの機能であり、赤字の部分は現在開発中の機能を示している。図 1 に示すように、FRENDY では読み込んだ核データを NuclearDataObject という FRENDY 独自の内部用データ形式に変換した上で処理を行う。そのため、核データフォーマットの違いが FRENDY の核データ処理の機能に影響を与えることは無く、核データフォーマットが従来の ENDF-6 フォーマットから GND フォーマットへと変化した場合でも、読み書き(Parser/Writer)機能と NuclearDataObject へのデータ変換(Converter)機能を追加するだけで、従来の ENDF-6 フォーマットと同様に核データを処理できる構造になっている。

3. 今後の予定

現在は FRENDY の完成に向けて MVP、PHITS 及び MCNP などの連続エネルギーモンテカルロコード用断面積ライブラリを作成する機能の開発を行っている。

今後、2016 年度中の公開を目指し、FRENDY のマニュアル作成や検証を進めていく予定である。

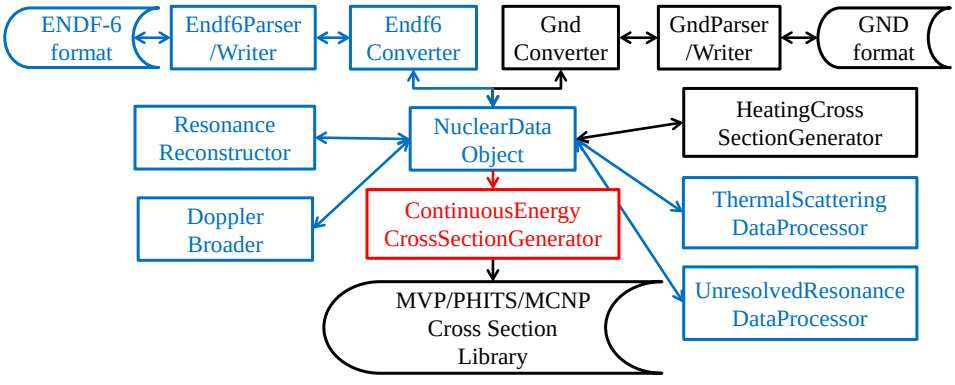


図1 FRENDYの構造

Kenichi Tada[1]

[1]JAEA

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 2

Sun. Mar 27, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sun. Mar 27, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P Lecture Rooms C C200

[BC05] Probabilistic seismic hazard assessment for NPP in Japan based on the SSHAC guideline

Chair: Hiroyuki Kameda (CRIEPI)

[BC0501] (1)Objective of this session –key challenges to evaluate epistemic uncertainties-

＊Hiroyuki Kameda[1] (1.Professor emeritus of Kyoto Univ.)

[BC0502] (2)The importance and significance of seismic hazard assessment in seismic PRA

＊Katsumi Ebisawa[1] (1.CRIEPI)

[BC0503] (3)The application of SSHAC guideline to the probabilistic seismic hazard assessment in Japan

＊Toshiaki Sakai[1] (1.CRIEPI)

[BC0504] (4)The outline of probabilistic seismic hazard assessment for intraplate erathquakes/Key challenges of the assessment and the direction of resolution.

＊Takashi Kumamoto[1] (1.Okayama Univ.)

[BC0505] (5)Project plan document for SSHAC study

＊Masato Nakajima[1] (1.CRIEPI)

標準委員会２ （リスク専門部会（外的事象 PRA 分科会・地震 PRA 作業会））
「SSHAC 手法に基づく原子力発電所サイトの確率論的地震ハザード評価」

（1）地震ハザード評価における認識論的不確実さの克服へ：本セッションの趣旨

(1) Objective of this session – key challenges to evaluate epistemic uncertainties-

*亀田弘行[1]
[1]京都大学名誉教授

１．セッションの目的～不確定性評価に関する実践研究の推進

本セッションの目的は、電力中央研究所 原子力リスク研究センターの支援のもとに立ち上げつつある、「SSHAC レベル 3 方法論を用いた確率論的地震ハザード解析のためのプロジェクト」の枠組とその意義を討議し、原子力施設の地震安全のための技術的な認識を深めることである。プロジェクトの重要な使命は、事業者が原子力施設のリスク評価力を向上させる努力への、的確な技術的サポートとなる実践研究である。

ここで中心課題とするのは、地震ハザード評価モデルにおいて不可避的な不確定性の処理、特に、偶然的不確定性（Aleatory uncertainty）とは性格が異なる、認識論的不確定性（Epistemic uncertainty）を適切に評価することである。すなわち、いかに観測データが増えてもなお残る、震源特性や地震動特性に関する専門家の解釈の相違を合理的に集約することが主題である。

以下、本セッションでは、「不確定性評価に関する実践研究の推進」、「地震 PRA におけるハザード評価の意義、重要性について」、「SSHAC 手法を用いた確率論的地震ハザード評価の日本への適用について」、「内陸地殻内地震を対象とした確率論的地震動ハザード評価/課題とその解決に向けて」、「SSHAC 実施計画について」の諸点を論じ、最後に総合討議を行う。

2. 認識論的不確実さ評価のための SSHAC ガイドラインの意義

偶然的不確実さが確率分布モデルで表現されるのに対し、認識論的不確実さの表現のためには、専門家の意見の体系的な集約と、結果の定量的表現としてのロジックツリーの作成が行われる。特に、専門家の意見の集約が恣意的にならず、その時の学界の意見の内容と多様性を、科学的合理性をもって集約することが重要である。この目的を達成するために米国で開発され、国際的にも普及しつつある SSHAC ガイドライン（SSHAC: Senior Seismic Hazard Analysis Committee）のレベル 3（NUREG2117）を、日本で初めて本格的に適用する。これにより、リスク評価プロセスの質・説明性・透明性を確保することに、このプロジェクトの主たる意義がある。

3. SSHAC レベル 3 の適用に関する我が国の状況

米国において、ロジックツリー手法の展開や SSHAC 活動が行われた当初の動機は、地震データが少ない同国の中西部・東部において、専門家の意見が結果に大きく依存しなければならない状況に合理的に対処することにあった。これに対し、地震データが豊富なわが国では、認識論的不確実さの重要性はあまり意識されていなかったが、阪神・淡路大震災を契機にデータが飛躍的に増えても、その解釈をめぐって専門家の意見が多様である現実が重視されるようになった。この状況下で、2004 年頃から、SSHAC レポートを適用する先行的努力が JNES（当時）や電力事業者等で行われてきた。その多くは SSHAC レベル 2 であり、中にはレベル 3 を目指した試みもあったが、オープン・ワークショップを含む本格的なレベル 3 ではなかった。これより、本プロジェクトは、SSHAC レベル 3 の手順を忠実に実践しようとする、わが国で初めての試みと言える。

---

*Hiroyuki Kameda[1]、[1]Professor Emeritus, Kyoto Univ.

標準委員会２ （リスク専門部会（外的事象 PRA 分科会・地震 PRA 作業会））
「SSHAC 手法に基づく原子力発電所サイトの確率論的地震ハザード評価」

（2）地震 PRA におけるハザード評価の意義、重要性について

(2) The importance and significance of seismic hazard evaluation in seismic PRA

*蛯沢　勝三[1]
[1]電力中央研究所

1. 地震ハザードの開発・整備の経緯

地震ハザードは、原子力分野における地震 PRA (Probabilistic Risk Assessment)の一環として開発されてきた。地震 PRA は、米国では 1980 年代に開発され、固別プラントの安全性評価に活用されてきている。一方、日本では 1985 年に日本原子力研究所で開発・着手され、2007 年日本原子力学会地震 PRA 実施基準として策定され、2015 年に改訂された[1]。旧原子力安全委員会では、2006 年 9 月の改定耐震設計審査指針において、基準地震動 Ss を超える地震動の可能性が否定できないとして、残余のリスクが明記されると共に、Ss の不確実さの考慮として、地震ハザードによる超過頻度の参照が規定された。地震 PRA の活用が期待されたが、活用前に 2011 年 3 月東北地方太平洋沖地震の津波によって福島第 1 原子力発電所事故が発生した。

2. 地震 PRA と地震ハザードとの関係

地震 PRA は、**図 1** に示すように地震ハザード、フラジリティ、事故シーケンスの各評価からなる。地震ハザードとフラジリティ及び事故シーケンスから求まる炉心損傷確率とを用いて、炉心損傷頻度(CDF: Core Damage Frequency)が求まる。地震ハザードの平均値は、不確実さ評価によって大きく影響され、CDF の平均値にも大きく影響を及ぼすので、地震ハザードの不確実さ評価は極めて重要となる。

3. 地震ハザードの定義及び不確実さの取り扱い

3-1. 定義　地震ハザードは、**図 2** に示すように解放基盤での地震動の最大加速度(GAL)或いは加速度応答スペクトル(Gal)とその年超過頻度(1/年)との関係として定義され、地震ハザード曲線として表される。地震ハザード評価では、まず、対象サイト周辺で将来発生する複数の震源特性(位置、規模、発生頻度)を設定する。次いで、これらの震源からの地震動伝播特性(地震動の最大加速度、来襲頻度)を設定する。そして、複数の震源からの地震ハザード曲線を組み合わせ、対象サイトの地震ハザード曲線とする。

3-2. 不確実さの取り扱い　地震ハザードの不確実さは、震源特性及び地震動伝播特性に係る現象に起因する不確かさ（Aleartory uncertainty)と認識知識・データ不足に起因する不確実さ（Epistemic uncertainty)からなる。後者は、不確実さの項目毎に専門家の意見を取り入れ、意見を組み合わせたロジックツリーを用いて、定量評価される。地震ハザード評価における前者の要因は、**図 2** に示す曲線の傾きとして表され、後者は信頼度(例えば、5%、50%、平均、95%)曲線として表される。

参考文献[1] 日本原子力学会：地震 PRA 実施基準、2015.1.

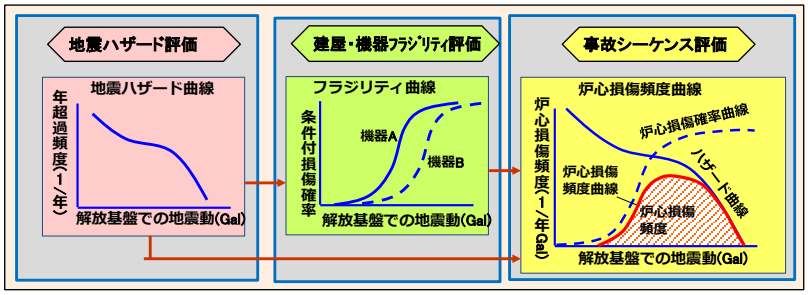


図 1　地震 PRA 手順

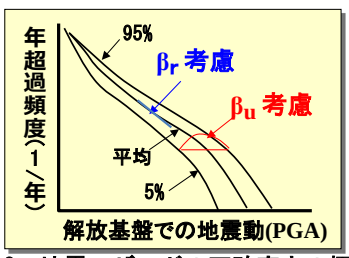


図 2　地震ハザードの不確実さの概念

*Katsumi Ebisawa[1]、[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

標準委員会 2 （リスク専門部会（外的事象 PRA 分科会・地震 PRA 作業会））
「SSHAC 手法に基づく原子力発電所サイトの確率論的地震ハザード評価」

（3）SSHAC 手法を用いた確率論的地震ハザード評価の日本への適用について

(3) The application of SSHAC guideline to the probabilistic seismic hazard assessment in Japan

*酒井俊朗 [1]
[1]電力中央研究所

1. 米国における SSHAC ガイドライン制定の経緯

米国内の事例として、異なる研究機関が独立に実施した確率論的地震動ハザードに関する検討結果では、両者の不確かさの幅に関する検討結果に大きな相違があることが認識された。そのため、米国原子力規制委（USNRC）や米国エネルギー省（DOE）他の研究機関が中心となり、その原因を検討する委員会が制定された。この委員会が SSHAC（Senior Seismic Hazard Analysis Committee）である。同委員会で検討した結果、上記の結果の相違は技術的な観点ではなく、両者の検討の手順の差によるものであることが明らかとなり、SSHAC 報告書が 1997 年に公表された。さらにその後の SSHAC の検討事例に基づき、より実際的な手順を定めたガイドラインとして 2012 年に改訂された（SSHAC ガイドライン：NUREG-2117）。

2. SSHAC ガイドラインにおける重要な概念

SSHAC ガイドラインでは、最終的な結果に与える影響が大きい認識論的な不確かさの評価に関して、関係する専門家が自己の見解、主張を展開するのではなく、関係するコミュニティの意見分布をいかに説明性高く再現するか（CBR OF TDI（Center, Body, Range of Technically Defensible Interpretation））を目的としている。同目的を達成するために、下記のとおり、検討の手順や検討に係る関係者の役割、責任、資質を明確にしている。

3. SSHAC ガイドラインの特徴

SSHAC ガイドラインの特徴として、以下が挙げられる。

- サイトの地震動特性や不確かさの大きさ、対象構造物の重要度から、そのレベルを 1～4 と分類し（4 が最も高度）、そのレベルに応じて検討の深まりを規定している。なお、米国及び米国以外の既往の検討例において、原子力サイトの場合は SSHAC レベル 3 以上が要求性能とされていることから、日本で実施する場合もレベル 3 以上の実施が望まれる。
- 初期段階でのデータベースの共有や主要検討事項の整理、次のステップでの一次モデルの検討、その後に最終モデルを構築することなどの検討手順を明確に定め、また、どの段階でワークショップを開催するか、等も明確に規定している（全体では 3 回のワークショップが開催される）。
- 合せて各討に係る関係者の役割、資質を明確に定め、その責任を明確にしている。

4. SSHAC ガイドラインの日本適用における課題

SSHAC ガイドラインの日本適用に際しては、日米における規制体系の違い（日本では決定論的評価が要求事項となっており、確率論的地震動ハザードの検討は事業者による自主的安全性向上の方策の一環として実施される）や日米の地震活動度、敷地と支配的震源が近いことによる断層モデルの活用等、背景状況として異なる点も多くあることから、SSHAC ガイドラインの考え方を十分尊重したうえで、我が国の現状に応じた具体的な進め方や結果の取り扱い方法などを検討する必要がある

*Toshiaki Sakai[1]、[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

標準委員会２ （リスク専門部会（外的事象 PRA 分科会・地震 PRA 作業会））
「SSHAC 手法に基づく原子力発電所サイトの確率論的地震ハザード評価」

（4）内陸地殻内地震を対象とした確率論的地震動ハザード評価 課題とその解決に向けて

(4) The outline of probabilistic seismic hazard assessment for intraplate earthquakes Key challenges of the assessment and the direction of resolution.

*隈元　崇[1]
[1]岡山大学

1. 確率論的地震動ハザード評価のための活断層データの利用の課題

活断層による内陸地殻内地震の危険度評価として地震動ハザードを行う場合には，(a)地震の発生場所を示す活断層の位置の特定，(b)活断層から発生する地震の規模の推定，(c)地震の活動間隔と最後の地震からの経過時間を基にした地震発生確率の算出が必須となる．この中で，活断層の位置については，変動地形学の成果として出版・公開された活断層分布図や，さらに文部科学省・地震調査研究推進本部で整備が進められている「活断層基本図」などを利用することにより，規模に見合った地表地震断層を伴うおよそマグニチュード 7.4 以上の地震の発生位置の推定は可能と考えられる．また，地震発生確率の算出も，BPT モデルを用いた更新過程の考え方に基づく評価手法が地震本部により取りまとめられており，地震動予測地図とあわせて広く活用されている．これらに対して，地震の規模の推定については，断層の長さとマグニチュードの関係式や断層面積と地震モーメントの経験式などが提案されてはいる．しかし，実際に活断層への適用を試みる際には，例えば，孤立した地震発生層の厚さよりも地表で短い長さの活断層への適用可能性や，複数のセグメントからなる長大な活断層帯の連動性の取り扱いなど，これまで発生例が少ないために観測データのばらつき(epistemic uncertainty)が大きく，また，観測データに個々の地震・活断層の特性に起因する影響(aleatory uncertainty)が含まれる場合には，それらの不確実性に関する取り扱いについて専門家の間でも意見の相違が生じる事例が少なくない．このような状況で，内陸地殻内地震の確率論的地震動ハザード評価を合理的なものとするためには，これらの不確実さを基準に則って定量的に取り扱う必要があり，ロジックツリーを用いて専門家の意見を集約・評価する手法への期待は大きい．

2. 糸魚川－静岡構造線活断層系のロジックツリー評価事例紹介と今後の課題

本発表では，原子力基盤安全機構（JNES）により行われた糸魚川－静岡構造線活断層帯の地震規模の推定に関するロジックツリー評価（限元ほか，2007，活断層研究，27，95-111）を一例として紹介する．そこでは，長大断層帯のロジックツリーの分岐項目として，セグメントの形状，セグメントの連動の組合せである連動のシナリオ，地震規模推定式の選定，連動時の地震規模評価手法が検討された．その結果，この評価が既に進められているアメリカなどと比較して，専門家パネルの構成や討議の行い方，TFI の最終的判断付けの根拠などについて，日本の理学研究者の考え方の独自性に起因した手法活用のための know-how が必要と感じられた．今後の活用に向けて課題となった具体的事項として，例えば，分岐に対する重み付けは専門家からなるパネルでの議論をもとにコミュニティ全体の意見分布の推定値として依頼しても，専門家個人の意見から分離が十分でない回答事例や，細分化された研究分野に起因する偏った重み分布も確認された．これらの回避には，評価手法の基準の策定と遵守，さらに，評価事例の蓄積が重要である．

*Takashi Kumamoto[1], [1]Okayama Univ.

標準委員会 2 （リスク専門部会（外的事象 PRA 分科会・地震 PRA 作業会））
「SSHAC 手法に基づく原子力発電所サイトの確率論的地震ハザード評価」

（5）SSHAC 実施計画について

(5) Project plan document for SSHAC study

*中島正人 [1]
[1]電力中央研究所

1. SSHAC 実施計画書の策定について

SSHAC ガイドラインは，確率論的地震ハザード評価結果の質・説明性・透明性が確実に担保されるよう，専門家の意見集約の手順を規定した点に最大の特徴がある。このガイドラインで示された手法に基づき確率論的地震ハザード評価を実施する際には，その検討手順や検討内容を「実施計画書（英語では Project Plan）」として明確に定め，その実施内容について PPRP (Participatory Peer Review Panel) の承認を得て，実際の検討に進むことが要求事項となっている。以下，過去の米国での事例等に基づき，SSHAC の実施計画書で記載すべき要件と我が国で SSHAC プロジェクトを実施する場合の留意点について記述する。

2. SSHAC 実施計画書で記載すべき事項

過去に米国などで実施された SSHAC プロジェクト例によると，実施計画書は「1. 序論とスコープ 2. 役割と責任 3. 重要な作業 4. スケジュール 5. プロジェクト成果物 6. 技術的なリスクと軽減方法 7. 参考文献」から構成される計画書が多い。このうち，技術的観点およびプロジェクト運営から最も重要な情報が記載されるのが，3. 重要な作業（Key Tasks and Activities）である。この章では実施計画書の品質保証，PTI (Project Technical Integrator)を筆頭にプロジェクト参加者の選出基準，データベースの構築，キックオフ会議および 3 回のワークショップの準備および各回のワークショップでの目的および参加者の役割，議論を含めたコミュニケーション方法，文書化の方法に至るまで，具体的な情報が記載される必要がある。

3. SSHAC 実施計画書に関係して日本で留意すべき事項

我が国において具体的な検討対象地点を定め実施計画を作成する場合に留意すべき事項としては以下の点が挙げられる。

(1) 米国では SSHAC 手法に基づく原子力発電所サイトの地震ハザード評価は法律に基づく規制要求として行われているが，日本では確率論的地震ハザード評価自体が規制要求案件ではない。よって実施計画書の「序論とスコープ」においては背景・意義を含めて詳述説明する必要がある。

(2) 日本のサイトを対象とした場合，SSC（地震発生源特性化）モデル，GMC（地震動特性化）モデルは諸外国と比較して複雑なモデルかつ高度な評価技術で構成される。例えば GMC に関して断層モデルを用いた地震動評価を行うためには，SSC チームで評価された地震発生源の規模のみだけでは十分ではないため，GMC チームと SSC チームの間で相互のフィードバックが必要となる。SSC/GMC モデル構築に関する会議体（ワークショップ，ワークミーティング）では SSC および GMC チームが合同で議論可能な時間帯を十分確保する必要がある。

(3) 米国で開発された SSHAC 手法（特にレベル 3，レベル 4）では，プロジェクト参加者の役割と責任が実施計画書にも明示され，役割遂行が求められている。我が国でのプロジェクトにおいて米国流の役割分担を単純に導入して厳格に踏襲することが，プロジェクトの円滑な運営に繋がるかについては不明な点もある。SSHAC レベル 3 およびレベル 4 を規定している NUREG-2117 を順守すべき点と弾力的運用が容認される箇所については，日本で SSHAC プロジェクトを適用する初期段階では，SSHAC プロジェクトに携わった経験がある専門家にプロジェクトのレビューを依頼することが必要かつ有用であろう。

---

*Masato Nakajima[1], [1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Planning Lecture | Other Session：Fellow Planning Subcommittee

Sun. Mar 27, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Sun. Mar 27, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J Lecture Rooms C C102

[OT02] The Eighth AESJ Fellows Meeting

Chair: Akira Kawahara

[OT0201] (1)Human Resources Development in National College of Technology for Nuclear Safety and Decommissioning

＊Seichi Sato[1] (1.Fukushima National College of Tech.)

その他セッション「第 8 回フェローの集い」

高専における原子力安全教育や廃炉に向けた人材育成

Human Resource Development in Nuclear Technology and Human Resource Training for the Decommissioning of Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plant at National Institute of Technology

佐藤 正知 *

独立行政法人 国立高等専門学校機構 福島工業高等専門学校、北海道大学名誉教授

全国には、1 キャンパスあたり、1 学年に 120 人～200 人規模の国立高等専門学校（高専）が 51 校 55 キャンパスある。高専全体としては 1 学年の在籍学生数は 9,300 人に及ぶ。規模の大きな国立大学工学部の学生定員が 1 学年当たり 700 から 800 人であるので、工学系の学生数としては、その規模は際立っている。全国の高専では、最近 5, 6 年にわたり、毎年、就職学生の 5～7%に当たる 300 名以上に及ぶ学生（卒業生の 3%程度）が原子力関連産業をはじめ電力業界に就職している。注目すべき数値であるにもかかわらず、原子力関係の学科がないこともあり日本原子力学会ではあまり関心を持たれていないように見受けられる。

放射線計測学、炉物理・炉工学、バックエンド工学といった専門分野の教員が全国の高専に散在して教育研究活動に携わっている。これらの中には「機関横断的な人材育成事業」を展開し、原子力人材育成に力を入れている教員も少なくない。活動の一環として、平成 25 年 2 月に、高専生・大学生のための原子力工学テキスト「基礎原子力工学」（独立行政法人国立高等専門学校機構、原子力工学テキスト作成部会）を公表した。このテキストは平成 22 年度の文科省公募 FS 採択に始まり、各地の 33 を超える高専が横断的に、また長岡技術科学大学（長岡技科大）とも連携し、原子力・放射線関係の大学・研究所の先生方の協力を得て出来上がった。各高専における卒業研究やセミナーや講義で用いられており、実績を上げている。また、富山高専、松江高専、福島高専、鹿児島高専、長岡技科大や JAEA でのインターンシップを実施し、実践的な教育を行っている。高専の 1～5 年生が所属する本科や本科卒業後に進学して 2 年間学ぶ専攻科で原子力基礎教育を受け、大学の原子力関係の学科や専攻に進学する学生も少なくない。

福島第一原子力発電所事故後、平成 26 年度から文部科学省は廃止措置基盤研究・人材育成プログラム委託費公募を始め、東北大、東大、東工大が採択になった。一年遅れて、平成 26 年度は FS 採択であった福井大、福島大、地盤工学会、福島高専が本採択になった。高専関係では福島高専がまとめ役になって、高専間ネットワークを活用した取り組みを始めている。全国の高専の中から 28 高専が連携して廃炉に関する研究を通じた 5 年間にわたる基盤研究・人材育成事業を進めている。前者の原子力人材育成と比べた特徴は、分野が廃炉にかかわるものであること、そして本科 5 年次の卒業研究や専攻科の 2 ケ年にわたる特別研究を通じた人材育成である点である。この取り組みは JAEA の楢葉モックアップ施設等の利用、海外インターンシップや、企業と自治体双方にまたがるインターンシップを含む。

研究を支える教育面では、平成 27 年度から「廃炉と社会」、「廃炉工学」、28 年度からはこれに加えて、高専 2 年生向けに「放射線基礎」、3 年生向けに「廃炉ロボット概論」をスタートさせる。また、「廃炉創造ロボコン」を始める。29 年度には 1 年生対象に「原子力発電基礎」、5 年生対象に「原子力事故総論」を開講する。

このような、高専における原子力、廃炉に関する人材育成に向けた取り組みを紹介する。

*Seichi Sato

National Institute of Technology, Fukushima College

Planning Lecture | Over View Report：Over View Report 5

Mon. Mar 28, 2016 1:00 PM - 2:00 PM JST | Mon. Mar 28, 2016 4:00 AM - 5:00 AM UTC | Room I Lecture Rooms B B200

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

Chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)

[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)

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：Operation and Power Division

Mon. Mar 28, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Mon. Mar 28, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D Lecture Rooms B B104

[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.)

[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.)

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）。

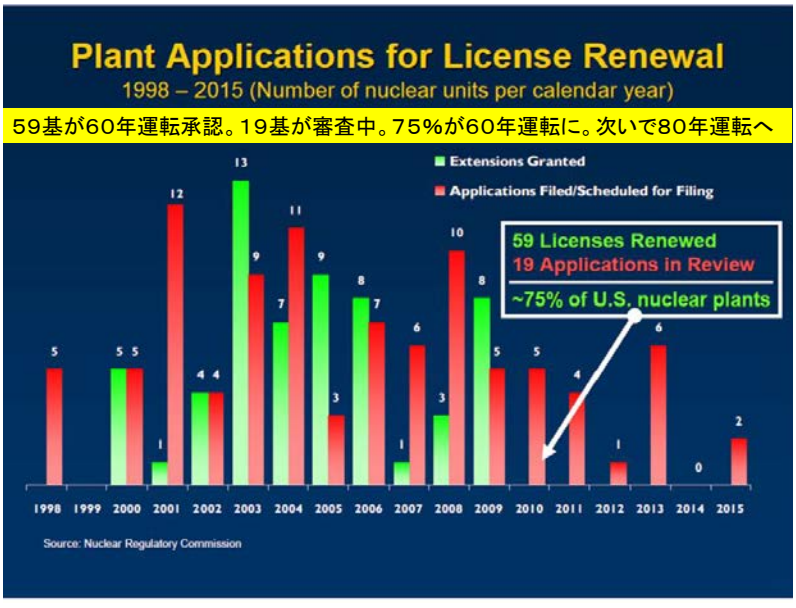


図１　米国１０４基のうち７５％が６０年運転へ

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。

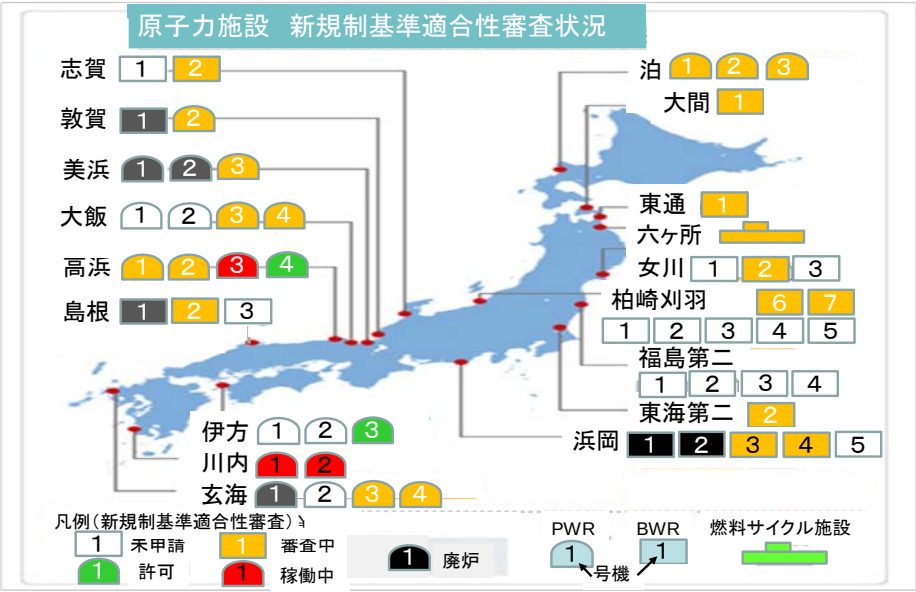


図 2　新規制基準適合性審査状況と廃炉が決定した発電所

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 | Technical divison and Network Session：Nuclear Data Divison

Mon. Mar 28, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Mon. Mar 28, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J Lecture Rooms C C102

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

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

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

nuclear transmutation and fusion

＊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)

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。

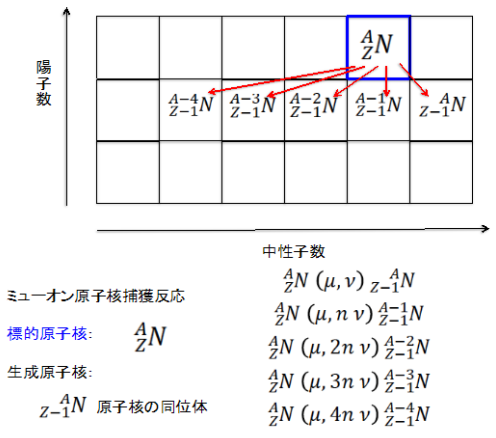
$$p + \mu^- \rightarrow n + \nu$$

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

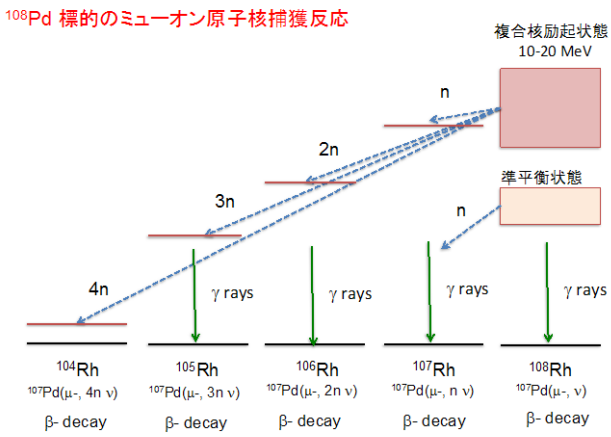


図 2 は、^{108}Pd 標的の 4n 反応までを想定したミューオン原子核捕獲反応過程のイメージ図である。負ミューオンを原子核捕獲した ^{108}Pd は ^{108}Rh の複合核励起状態を形成し、さらに複数個の中性子を放出し、Rh の放射性同位体の励起準位を作り、それらの励起準位からはγ線崩壊により Rh 同位体の基底準位が生成される。Rh 同位体の生成確率は反応分岐比に支配されるので、この反応分岐比を精密に決定することは重要である。また、放出中性子個数分布や中性子エネルギー分布を実験で求めると、中性子の放出機構を複合核蒸発模型や原子核内部カスケード模型を用いた理論との比較ができる。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

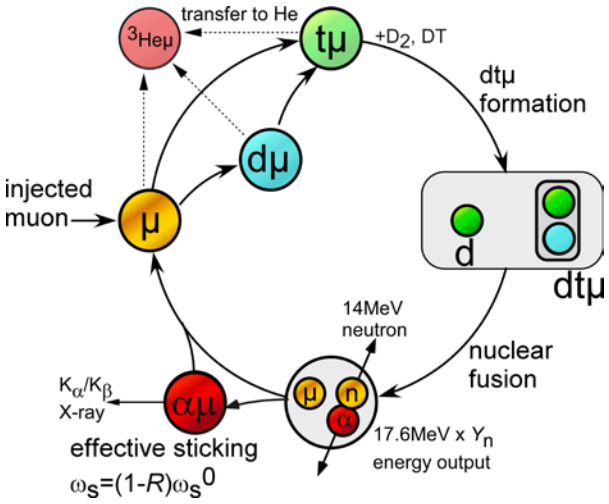
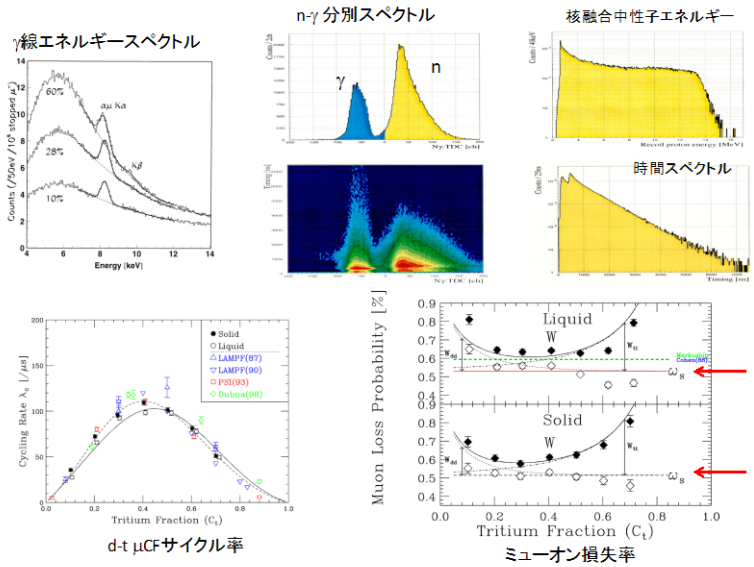


図３に示すように、負ミューオン(μ$^-$)が二重水素(D)と三重水素(T)の混合系に静止すると、主に tμ原子が形成される。電気的中性の tμ原子は、クーロン力を感じないで D_2 分子と衝突し、３体の束縛状態である dtμ分子を共鳴的に生成する。この dtμ分子の大きさは小さいので、自発的に分子内で d+t →α+n 核融合反応が起こる。反応後、大部分のμ$^-$は解放され、次の核融合サイクルを引き起こす。一方、核融合生成されたα粒子にミューオンが付着してαμ 原子となる確率があり、さらにαμ 原子の減速過程で付着しているミューオンがはぎ取られて核融合サイクルにもどる確率もある。このμCF 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。

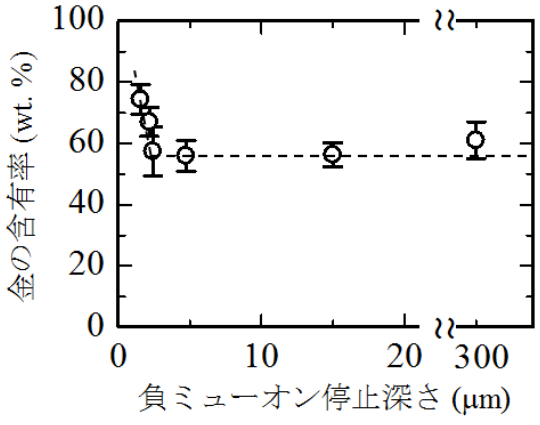


図 1：ミューオン特性 X 線測定により決定した天保小判の金の含有量の深さ依存

[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

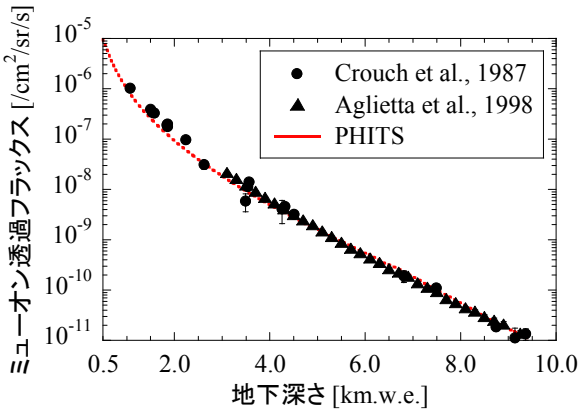


図 1. 地中での環境ミューオン透過フラックス [3, 4]

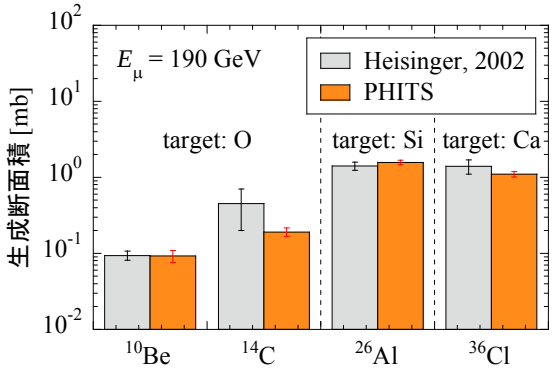


図 2. 190GeV/c ミューオン照射により得られる放射性核種の生成断面積 [5]

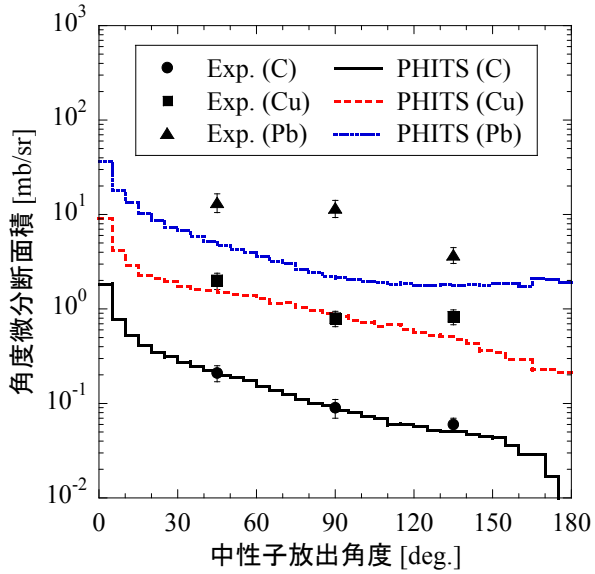


図 3. 190GeV/c ミューオン照射により得られる中性子の角度微分断面積 [6]

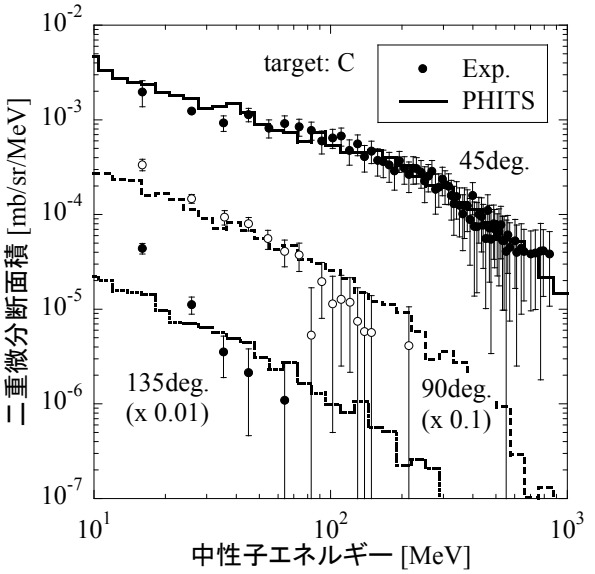


図 4. 190GeV/c ミューオン照射により得られる中性子の二重微分断面積 [6]

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]。

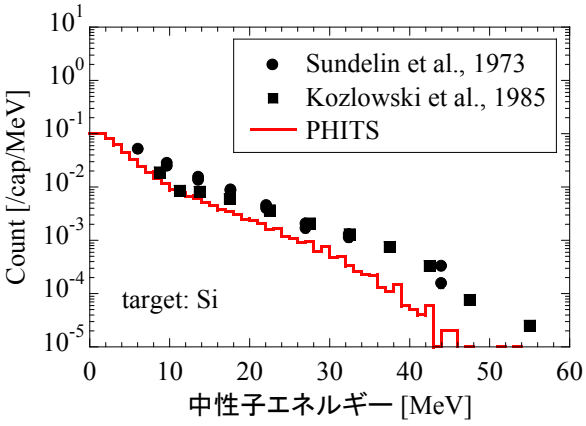


図 5.負ミューオン捕獲反応により Si 標的から得られる中性子の放出エネルギー分布 [7, 8]

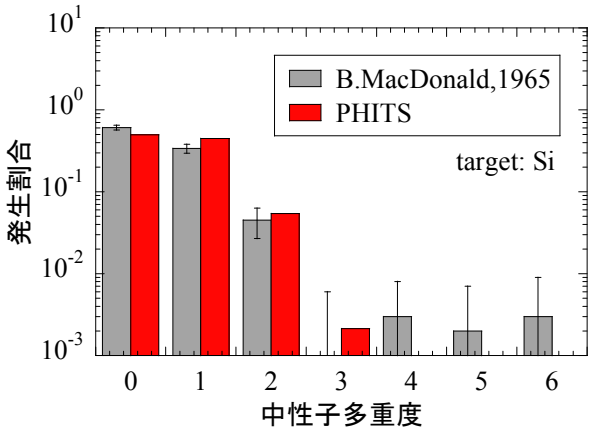


図 6.負ミューオン捕獲反応により Si 標的から得られる中性子多重度 [9]

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

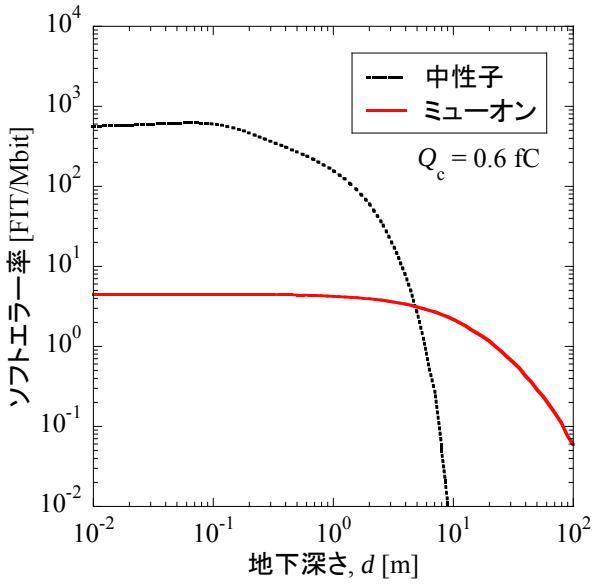


図 7. 宇宙線中性子および宇宙線ミューオン起因ソフトエラー率の地下深さ依存性

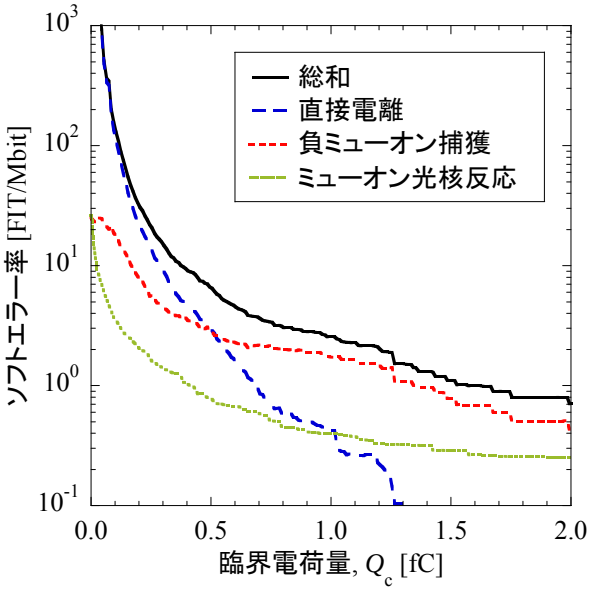


図 8. 宇宙線ミューオン起因ソフトエラー率への各物理過程の寄与

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

Mon. Mar 28, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Mon. Mar 28, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M Lecture Rooms C C106

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

Chair: Jinfuen Yan (Osaka Univ.)

[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.)

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。

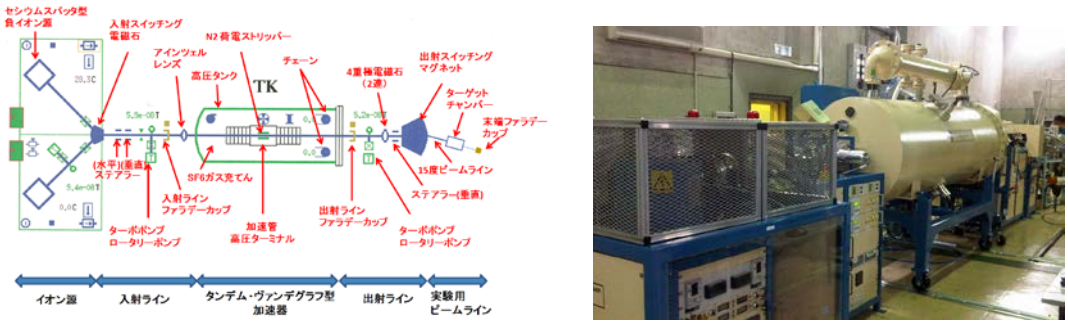


図１　東北大学　臨界未満実験施設に導入された 1MV タンデムバンデグラフ加速器

*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

Mon. Mar 28, 2016 1:00 PM - 2:30 PM JST | Mon. Mar 28, 2016 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P Lecture Rooms C C200

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

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

[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.)

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。

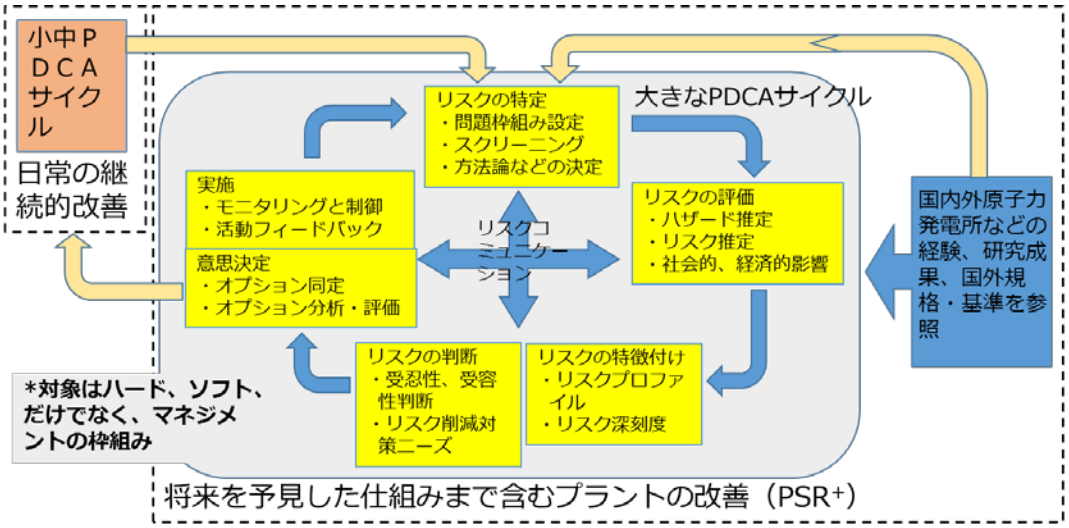


図 5-1　包括的・継続的な安全性向上の枠組み

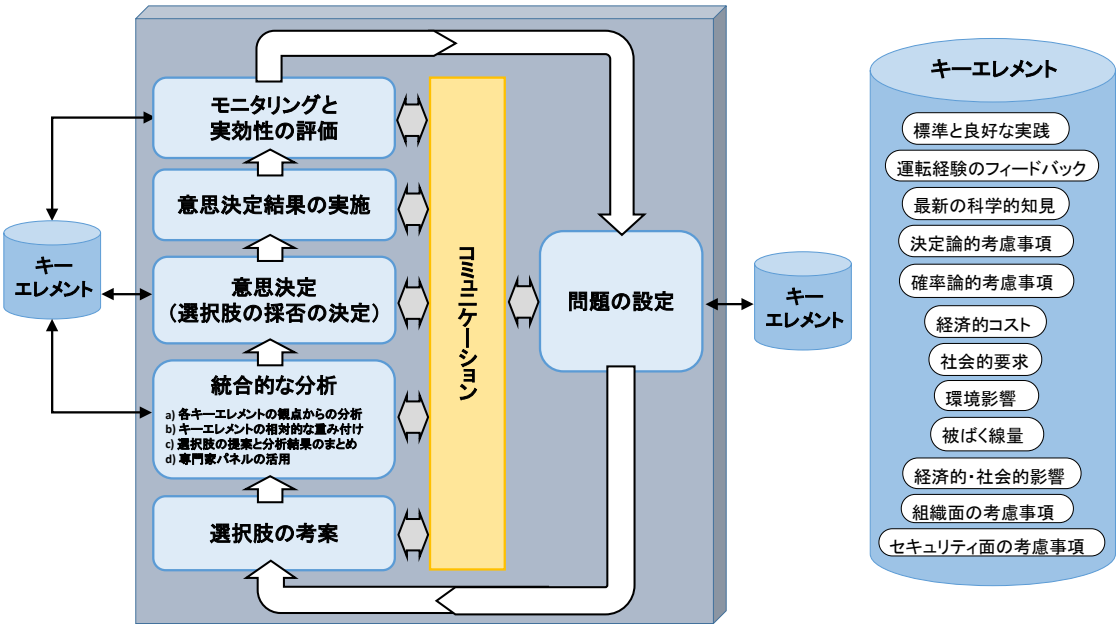


図 5-2　統合的意思決定プロセス

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。

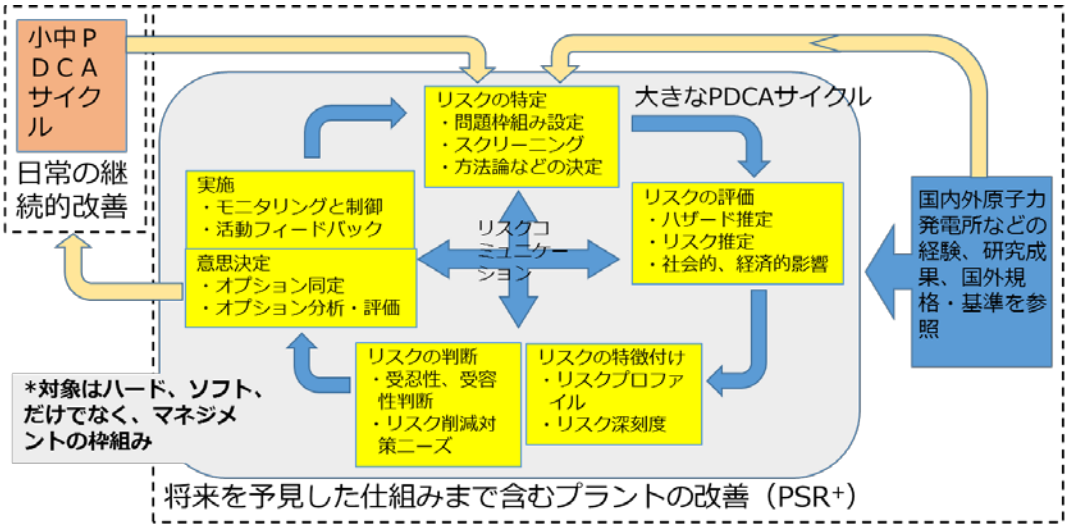


図 5-1　包括的・継続的な安全性向上の枠組み

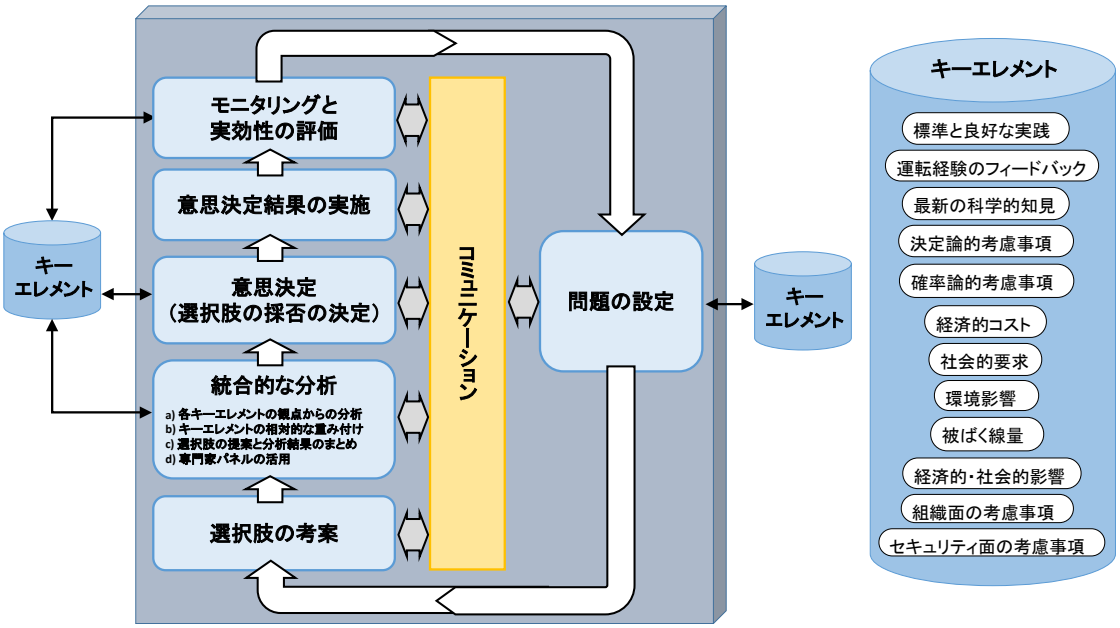


図 5-2　統合的意思決定プロセス

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。

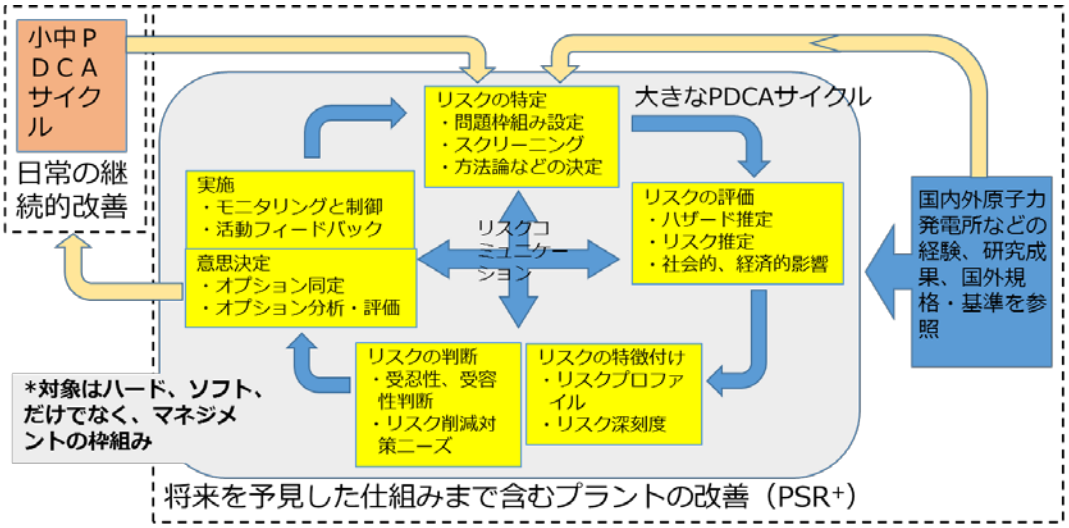


図 5-1　包括的・継続的な安全性向上の枠組み

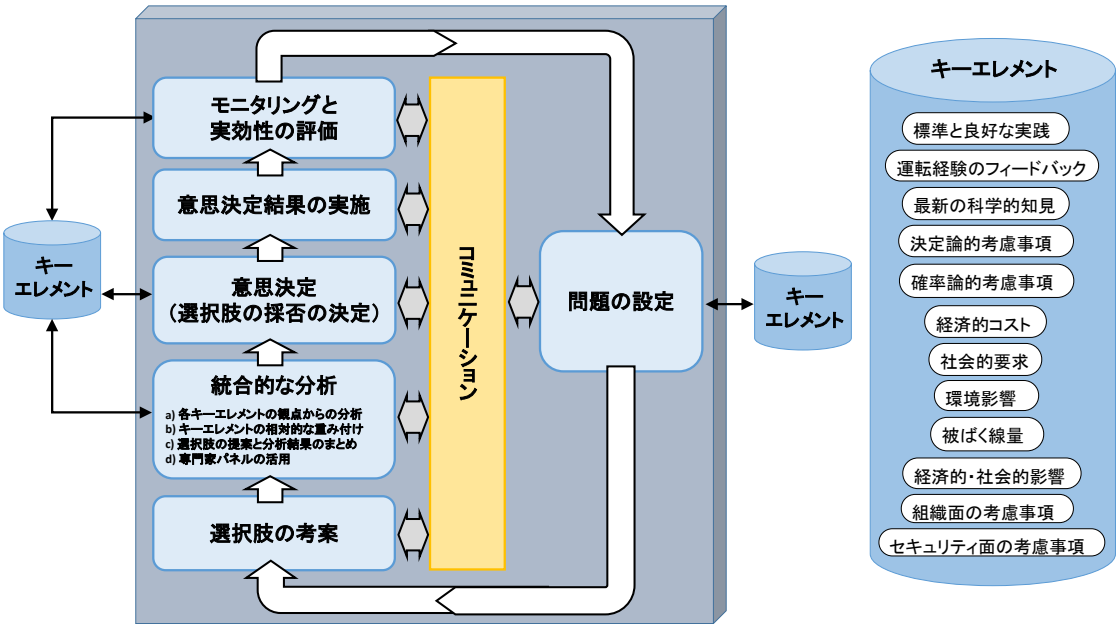


図 5-2　統合的意思決定プロセス

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。