Wed. Sep 5, 2018

Room B

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1B_PL01] Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

Chair:Mitsuru Uesaka(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (A21 -A Building)

[1B_PL0101] Opening remarks at this session
*Yasuo Komano[1] (1. President of AESJ)

[1B_PL0102] Challenges for health communication due to radiation exposure after the Fukushima nuclear accident
*Hideki Matsumoto[1] (1. JRRS, Univ. of Fukui)

[1B_PL0103] Challenges for health communication due to radiation exposure after the Fukushima nuclear accident
*Yoshihisa Matsumoto[1] (1. JRRS, Tokyo Tech)

[1B_PL0104] Towards handling tritiated water
*Takami Morita[1] (1. JSFS, NRIFS)

[1B_PL0105] Towards handling tritiated water
*Kaname Miyahara[1] (1. AESJ, JAEA)

[1B_PL0106] Potential risks of fuel debris retrieval; Perspectives on key issues
*Shunichi Suzuki[1] (1. JSCE, Univ. of Tokyo)

[1B_PL0107] Encouraging further cooperation with ANFURD
*Hiroshi Miyano[1] (1. AESJ's 1F Decommissioning Review Committee, Hosei Univ.)

[1B_PL0108] Encouraging further cooperation with ANFURD
*Reiko Nunome[1] (1. AESJ's Fukushima Support Projects, NUMO)

[1B_PL0109] Open the floor for discussion
*All speakers[1]

Planning Lecture | Special Session | Special Session

[1B_PL02] Nuclear Power Plant Safety Now

Chair:Hiroshi Miyano(Hosei Univ.)
2:45 PM - 4:45 PM Room B (A21 -A Building)

[1B_PL0201] The purpose of session
*Yasuo Komano[1] (1. President of AESJ)

[1B_PL0202] Securing the safety of the world's nuclear power plants
*Mitsuo Matsui[1] (1. WANO TC)

[1B_PL0203] Ensuring the safety of Japanese nuclear power plant
*yasuhiro Kettoku[1] (1. KEPCO)

[1B_PL0204] Safety of Nuclear Power Station: Social Perspectives
*Kohta Juraku[1] (1. Tokyo Denki Univ.)

[1B_PL0205] Safety of Nuclear Power Plant from academic point of view
*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

Room C

Planning Lecture | Technical division and Network | Materials Science and Technology Division

[1C_PL] Roles of Materials Science and Engineering for Restart and Ensuring the Integrity of LWRs

Chair:Koji Fukuya(INSS)
1:00 PM - 2:30 PM Room C (B21 -B Building)

[1C_PL01] Study on SCC from Viewpoint of Long-term Use in LWRs
*Yoshiyuki Kaji[1] (1. JAEA)

[1C_PL02] SCC Experience and Countermeasures in BWR Power Plants
*Junya Kaneda[1] (1. Hitachi GE)

[1C_PL03] SCC Experience and Countermeasures in PWR Power Plants
*Noriaki Sugimoto[1] (1. MHI)

Room D

Planning Lecture | Over view Report | Over view Report 1 - Research Committee on Fuel Debris

[1D_PL] Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

Chair:Hiroaki Abe(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (A32 -A Building)

[1D_PL01] Motivation for the Founding of Research Committee
*Yuji Ohishi[1] (1. Osaka Univ.)

[1D_PL02] Current Status and Issues of Accident Progression Analyses
*Takanari Ogata[1] (1. CRIEPI)

[1D_PL03] Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (I)

©Atomic Energy Society of Japan

*Masahide Takano[1] (1. JAEA)

[1D_PL04] Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (II)

*Kinya Nakamura[1] (1. CRIEPI)

Room G

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session

[1G_PL] Current status and issues on the implementation of clearance (1)

Chair:Minoru Okoshi(JRIA)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (A37 -A Building)

[1G_PL01] A review of approaches to setting the dose criteria for clearance

*Haruyuki Ogino[1] (1. CRIEPI)

[1G_PL02] Current status and issues of the implementation of clearance in Japan

*Kimiya Ishii[1] (1. FEPC)

[1G_PL03] Explanation of the Guidelines for Moving out of Contaminated Commodities from the viewpoint of Clearance

*Makoto Hashimoto[1] (1. JAEA)

Room I

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[1I_PL] Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (B33 -B Building)

[1I_PL01] Role and concept of the academic societies standards

*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1I_PL02] Tasks for enhancement in activities of establishment of academic societies standards

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. JANSI)

[1I_PL03] Action of Safety Improvement and Expectations for academic societies standard

*Kenji Murano[1] (1. TEPCO)

[1I_PL04] Potential of academic societies standards in risk-informed and performance-based nuclear oversight program

*Shuichi Kaneko[1] (1. NRA)

[1I_PL05] Discussion

*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Human-Machine Systems Research Division

[1L_PL] Applications of Robotic Technology to the Operation and Maintenance of Plants

Chair:Akio Gofuku(Okayama Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (D12 -D Building)

[1L_PL01] Current Status and Issues of Rescue Robots

*Fumitoshi Matsuno[1] (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL02] Development and Applicability of Snake-like Robots

*Tetsushi Kamegawa[1] (1. Okayama Univ.)

Room M

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[1M_PL] Restart and future of research reactors

Chair:Michitaka Ono(GNF-J)
1:00 PM - 2:30 PM Room M (E11 -E Building)

[1M_PL01] Restart of research reactors at Kyoto University and their current status

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

[1M_PL02] Future experimental reactor physics and nuclear reactor education

*Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ.)

[1M_PL03] Expectations and requests for research reactors

*Takanori Kitada[1] (1. Osaka Univ.)

[1M_PL04] Status of projects to restart of JAEA research reactors

*Teruhiko Kugo[1] (1. JAEA)

[1M_PL05] Discussion

Room O

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

[1O_PL] Communication Activities of Nuclear Operators

Chair:Shoji Tsuchida(Kansai Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room O (D25 -D Building)

[1O_PL01] JAEA's Activities about Communication with Local Residents and the Young Generation

*Sweet Potato etc.[1] (1. JAEA)

[1O_PL02] A Study of Energy Literacy among Lower

©Atomic Energy Society of Japan

Secondary Students in Japan
*Yutaka Akitsu[1] (1. Kyoto Univ.)

[1O_PL03] Back and forth between "public acceptance" and "risk communication"
*Sinetsu Sugawara[1] (1. CRIEPI)

Room P

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Science and Technology Division

[1P_PL] Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

Chair:Katsunori Kawai(MHI NS ENG)
1:00 PM - 2:30 PM Room P (E21 -E Building)

[1P_PL01] Issues regarding reliability data in PRA for Japanese nuclear plants
*Akira Yamaguchi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1P_PL02] Status of collecting reliability data and building of database for PRA in USA
*Woody Epstein[1] (1. Appendix R Solutions)

[1P_PL03] Efforts for establishing high-quality domestic PRA reliability database
*Hiroyuki Takahashi[1] (1. CRIEPI)

[1P_PL04] KEPCO's approach to collecting plant specific reliability data for PRA
*Hirohisa Tanaka[1] (1. KEPCO)

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1B_PL01] Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

Chair:Mitsuru Uesaka(Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room B (A21 -A Building)

[1B_PL0101] Opening remarks at this session

*Yasuo Komano[1] (1. President of AESJ)

[1B_PL0102] Challenges for health communication due to radiation exposure after the Fukushima nuclear accident

*Hideki Matsumoto[1] (1. JRRS, Univ. of Fukui)

[1B_PL0103] Challenges for health communication due to radiation exposure after the Fukushima nuclear accident

*Yoshihisa Matsumoto[1] (1. JRRS, Tokyo Tech)

[1B_PL0104] Towards handling tritiated water

*Takami Morita[1] (1. JSFS, NRIFS)

[1B_PL0105] Towards handling tritiated water

*Kaname Miyahara[1] (1. AESJ, JAEA)

[1B_PL0106] Potential risks of fuel debris retrieval; Perspectives on key issues

*Shunichi Suzuki[1] (1. JSCE, Univ. of Tokyo)

[1B_PL0107] Encouraging further cooperation with ANFURD

*Hiroshi Miyano[1] (1. AESJ's 1F Decommissioning Review Committee, Hosei Univ.)

[1B_PL0108] Encouraging further cooperation with ANFURD

*Reiko Nunome[1] (1. AESJ's Fukushima Support Projects, NUMO)

[1B_PL0109] Open the floor for discussion

*All speakers[1]

©Atomic Energy Society of Japan

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

(Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[1B_PL0109] Open the floor for discussion

*All speakers[1]

日本原子力学会の提案により、平成28年5月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。その上で、まず取り組むべき課題として、①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」、②「トリチウム水の取扱い」、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」を挙げた。これらの課題について集中的に議論し、論点を整理し、ANFURDとしての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Special Session | Special Session

[1B_PL02] Nuclear Power Plant Safety Now

原子力発電の安全は今

Chair:Hiroshi Miyano(Hosei Univ.)

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 4:45 PM Room B (A21 -A Building)

[1B_PL0201] The purpose of session

*Yasuo Komano[1] （1. President of AESJ）

[1B_PL0202] Securing the safety of the world's nuclear power plants

*Mitsuo Matsui[1] （1. WANO TC）

[1B_PL0203] Ensuring the safety of Japanese nuclear power plant

*yasuhiro Kettoku[1] （1. KEPCO）

[1B_PL0204] Safety of Nuclear Power Station: Social Perspectives

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

[1B_PL0205] Safety of Nuclear Power Plant from academic point of view

*Naoto Sekimura[1] （1. Univ. of Tokyo）

©Atomic Energy Society of Japan

2018年秋の年会

特別セッション

世界から見る原子力発電所の安全 ～「原子力発電の安全は今」～

Nuclear Power Plant Safety Now

（１）挨拶・開催の趣旨

(1) The purpose of session

*駒野康男[1]　宮野　廣[2]
[1]日本原子力学会会長、[2]法政大学

抄録　福島第一原子力発電所の事故から 7 年がたった。原子力発電所の安全は、事故後どのように変わったのか。世界の原子力発電の安全の確保をはじめ、わが国での安全の確保はどのように進展しているのかを、様々な視点から見て、学会として専門家の目線でその安全を確認する。

キーワード：原子力発電所の安全，福島第一の事故の反省，様々な世界の視点
Nuclear Safety, Lesson and Learn from Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station, View Points of the World

1. 緒言

福島第一の事故以来7年が経過し、世界の原子力発電所も必要な処置をとり、順調に運用を続けている。わが国の 60 基あった原子力発電所は、22 基が廃炉に、再稼働が 9 基、原子炉設置許可済みが 6 基、新規制適合審査中が 11 基、未申請が 12 基の状況である。多くの安全策を付加して、関西電力の高浜 3/4 号機、大飯 3/4 号機、九州電力の川内 1／2 号機、玄海 3/4 号機、また四国電力の伊方 3 号機の計 9 基が稼働しているが、今後順次、再稼働していくものと推察される。このような状況の中で、原子力学会は改めて、運用されている原子力発電所の安全の状況を広い学会の立場で、様々な視点から分析し、それを確認し社会に発信しなければならないと考える。

2. 「原子力発電の安全は今」を分析する

今、世界で稼働している原子力発電所の安全策はどのようになっているのか。福島第一の事故の後、わが国の安全確保への見方は大きく変わり、基準の見直し、数多くの取り組みの見直しが実行されている。具体的にどのように安全確保が成されているのか、世界の目線としてＷＡＮＯの視点からと、わが国での状況を、運用している事業者の目線、受け入れる社会の目線、科学、学術を担う学の目線から、とらえているところを示してみたい。原子力学会は広い分野から、研究を担う部門は、発電炉部会、社会・環境部会、原子力安全部会など 19 部門で構成されている。原子力発電の安全を担う責任の一翼を担っているものであり、学会としての安全確保の状況を共有したい。

①世界の原子力発電所についての状況を世界の原子力発電所の安全を担うＷＡＮＯからの報告
②わが国の原子力発電所の取り組みの状況を、代表して関西電力（発電部会で調整）から報告
③原子力発電所の再稼働に当たり社会からはその安全についてどのように受け止められ、どのような問題提起がなされているのか、社会科学の視点からの見解
④包括的に原子力発電所の安全確保についての福島第一事故の後の日本の原子力発電を中心に世界との比較として学術的な評価と見解

この結果を、今後の取り組みの参考とし、更なる安全性の向上に活かしたい。

３．結言

安全のレベルは高い。しかし、常に安全性の向上に取り組むことが肝要である。

---

*Yasuo Komano[1], Hiroshi Miyano[2]
[1]Chair of Atomic Energy Society of Japan, [2]Hosei Univ.

2018年秋の年会

特別セッション

世界から見る原子力発電所の安全 ～「原子力発電の安全は今」～

Nuclear Power Plant Safety Now

（２）世界の原子力発電所の安全確保

(2) Securing the safety of the world's nuclear power plants

*松井　三生[1]

[1]WANO 東京センター

抄録　世界の原子力発電所の安全性と信頼性を高めるための組織である世界原子力発電事業者協会(WANO：World Association of Nuclear Operators)の取り組みについて、福島事故後の対応を含め紹介する。

キーワード：世界の原子力発電所の安全性・信頼性、福島第一原子力発電所事故後の対応

The safety and reliability of nuclear power plants worldwide, WANO’s response post Fukushima Daiichi Nuclear Accident

1. はじめに

1986 年 4 月にチェルノブイリ原子力発電所事故が発生し、この事故を機に、世界的な原子力情報交換組織の必要性が高まりました。当時、英国の中央電力庁総裁であったマーシャル卿により世界原子力発電事業者協会(WANO ： World Association of Nuclear Operators)の構想が提唱され、1989 年 5 月に世界の原子力発電事業者により、原子力発電所の安全性と信頼性を高めることを目的に、WANO が設立されました。

WANO の使命は、会員間の相互支援、情報交換、切磋琢磨を通じて、それぞれのパフォーマンスを評価し、ベンチマークし、共に向上させることにより、世界の原子力発電所の安全性・信頼性を最高レベルに高めることにあります。

WANO は、世界の原子力発電所の安全性・信頼性を高めるため、ピアレビューを主とした活動を実施してきました。

福島第一原子力発電所事故以降、WANO もこの事故を教訓に、このような事故を 2 度と起こさないという観点から、安全性・信頼性向上のために活動を充実・拡大してきました。

現在、原子力開発は西欧中心からアジア中心へと遷移しつつあり、中国、インドといった国において、原子力開発が積極的に進められています。そしてさらにバングラディッシュ、トルコ、ベラルーシ、アラブ首長国連邦といった国も、原子力の新規導入を図ろうとしています。

こういった状況変化に適切に対応するため、WANO は長期計画 (COMPASS) を策定しました。COMPASS では、WANO の一貫性をより高めるべく、取り組むべき領域として、“世界の運転中の原子力発電所の高いパフォーマンスを支え続ける”、“高度に訓練された専門化集団を形成し、WANO チームの有効性を最大限に伸ばす”、“より効率的で一貫性のある諸施策を開発する”、“新規ユニットおよび新規参入者の支援をする”を定め、活動しています。

以下、世界の原子力発電所の安全性と信頼性を高めるための組織である WANO の取り組みについて紹介します。

---

*Mitsuo Matsui[1], [1]Chairman of WANO Tokyo Centre.

2. WANOの組織

WANOは非営利組織で、商業原子力発電所の全ての事業者が会員であり、125以上の会員（原子力発電所数：516基(2017年末時点）)が所属している。

WANOの組織を図1に示す。WANOはアトランタ、モスクワ、パリおよび東京の4カ所の地域センターと各地域センター理事会の代表者からなるWANO世界理事会で構成されている。WANO世界理事会の事務局としてロンドン事務所、そしてそのブランチオフィスで、新規ユニット支援を目的とした香港オフィスがある。

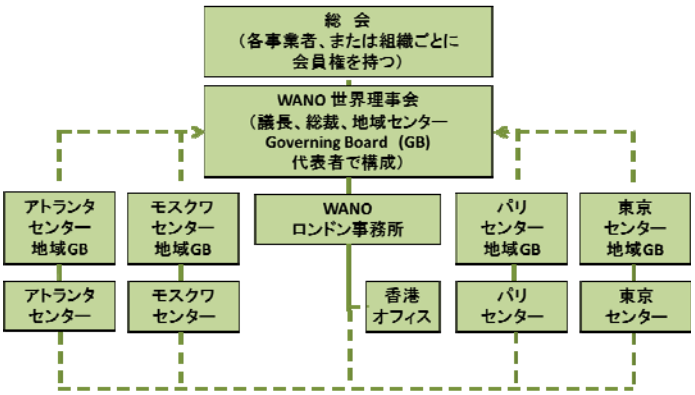


図1　WANO組織図

世界中の発電所の安全性を維持、向上していくためには、地政学的に異なる各地域センターが、一貫性のある活動を展開することが重要である。このため、WANOの活動方針やプログラム等は、世界理事会にて決定され、各地域センターは、これらの方針やプログラム等に基き、各地域内での活動を展開している。また、地域センター間で横串を通すため、ロンドン事務所リードのもと、各層のレベルで定期的にコミュニケーションを図っている。

東京センターには、インド、パキスタン、中国、台湾、韓国、日本の事業者が所属している。

3. WANOの活動内容

WANOの活動は4つのメインプログラムに集約される。

- ピアレビュー(PR ： Peer Review)
- パフォーマンスアナリシス(PA ： Performance Analysis)
- トレーニング&デベロップメント(T&D ： Training and Development)
- メンバーサポート(MS ： Member Support)

3.1 ピアレビュー(PR ： Peer Review)

世界中の会員から選出されたメンバーからなる国際性を有するチームが、パフォーマンスの観察、会員のインタビューおよび資料調査を行い、運転管理等の業務の実施状況を検査、評価する。この際には、Performance Objective & Criteria (PO&C) と呼ばれる世界のベストプラクティスをもとにして作られた基準に従い、パフォーマンスが国際的な標準と比較され、要改善事項（AFI：Area for Improvement）が特定される。従って特定されたAFIは、世界のエクセレントとのギャップを意味する。

PRには、「発電所ピアレビュー」、「フォローアップレビュー」、「起動前ピアレビュー」がある。

3.1.1　発電所ピアレビュー (PR ： Peer Review)

PRチームが発電所を訪問し、発電所において作業状況の観察、発電所員のインタビュー、手順書等の資料調査を行う。レビュー結果から発電所の強みとAFIを特定する。PR後、発電所は、AFI に取り組むためアクションプランを策定する。

3.1.2　フォローアップ・ピアレビュー(FUPR ： Follow-up Peer Review)

PR実施後に、次のPRまでの中間時点において、PRチームが発電所を訪問し、策定したアクションプランの進捗状況をフォローし、アクションプランの確実な実施を促す。

3.1.3　起動前ピアレビュー(PSUP ： Pre Start Up Peer Review)

新設の発電所に対し、運転開始にあたって安全に起動できる体制が整っているかを初臨界前にレビュー

する。運転開始後は、2年以内に最初のPRを実施する。アジアを中心とする積極的な原子力開発に対応するため、ロンドン事務所のブランチオフィスとして香港事務所を設立し、PSURを実施している。

3.2 パフォーマンスアナリシス(PA : Performance Analysis)

運転経験および運転指標を収集・分類・分析し、教訓や産業界のパフォーマンスに関わる報告書を会員に提供することで、会員のパフォーマンス改善を促す。

3.2.1 運転経験情報の共有(OE : Operation Experience)

他発電所の事故、トラブル等の情報を会員に提供し、同様事象の発生を防止するための是正措置実施を促す。

「重要事象評価報告」、「重要事象報告書」等の形式で会員に提供する。

3.2.1.1 重要事象評価報告(SOERs : Significant Operating Experience Reports)

複数の重要事象を分析し、事象の主要因や傾向を特定し、同様事象の発生防止のための勧告事項を会員に提供する。勧告事項の実施状況は、PRで確認する。

「福島第一原子力発電所事故後の教訓」、「リスクマネジメントへの挑戦」、「運転員の基礎能力における弱点」等の報告書を発行している。

3.2.1.2 重要事象報告書(SERs : Significant Event Reports)

単一の重要事象の詳細分析が実施され、他プラントに役立つ教訓が特定され提供される。

「原子炉スクラム後における所要反応度停止余裕の確立･維持の失敗」、「浸水による計画外停止および機器故障」等の報告書を発行している。

3.2.2 運転指標(PI : Performance indicators)

運転指標は会員の発電所のパフォーマンスを数値化し、国際的なベンチマークと比較、評価出来るツールとして会員に提供される。

指標としては、「ユニット利用率」、「計画外利用損失率」、「集積線量」、「臨界7,000時間あたりの計画外自動スクラム」、「安全系の性能」、「燃料信頼性」、「化学指標」、「送電網関連損失率」、「人身事故率」等があり、四半期ごとに集計している。

3.3 トレーニング＆デベロップメント(T&D : Training and Development)

会員の専門知識や技能を向上させるためのフォーラムを開催し、会員が自身の運転と比較して、切磋琢磨することが出来る機会を提供する。ワークショップ、セミナー、トレーニング、リーダーシップコース等を通じて実施される。

2017年度には「リーダーシップ＆安全文化セミナー」「オーバーサイトセミナー」等を開催している。

3.4 メンバーサポート(MS : Member Support)

「メンバーサポートミッション」、「新規ユニット支援」等の独立した活動により実施される。

3.4.1 メンバーサポートミッション (MSMs : Member Support Missions)

会員の要望により実施されるプログラムであり、会員が抱える問題解決に取り組む。分野毎に専門チームを編成し、PRで特定されたAFI等についてレビューし、解決方法を提案する。取り扱った事例としては、「作業管理」、「ヒューマンパフォーマンス」、「設備信頼性」、「放射線防護」、「運転」、「停止期間中の管理」等がある。

3.4.2 新規ユニット支援 (NUA : New Unit Assistance)

建設、試運転を含む計画段階から運転段階までの期間において、安全で信頼性のある運転が出来るよう支援する。WANOの既存会員だけでなく、原子力業界への新規参入者に対しても、その発電所のニーズを考慮して支援を提供する。

3.5 各プログラムの連携

これら 4 つ（PR、PA、T&D、MS）のプログラムを連携し継続的に実施することにより、発電所の安全性・信頼性を向上させる。プログラムの連携内容を図 2 に示す。

3.1.1.で述べたとおり、OE、PI から得られた情報からレビュープランを策定し、PR を実施する。レビューで特定された AFI に対するアクションプランが、発電所により策定される。アクションプラン策定後、アクションプランに対するコメント、レビューを行うアクションプランミーティングを実施する。このミーティングにおいてアクションプランの適切な実施を支援するため、WANO から MSM を提案する。

また、他発電所とのベンチーマーキング訪問や、年間を通じたセミナー、ワークショップ、トレーニング等(T&D)を行い、専門技能の向上に役立てている。

PR 実施後は、3.1.2 で述べたとおり、FUPR を実施する。FUPR の結果に基づき、再び発電所はアクションプランを策定し、WANO は MSM を提案する。このサイクルを繰り返すことにより、発電所の安全性・信頼性を継続して向上させる。

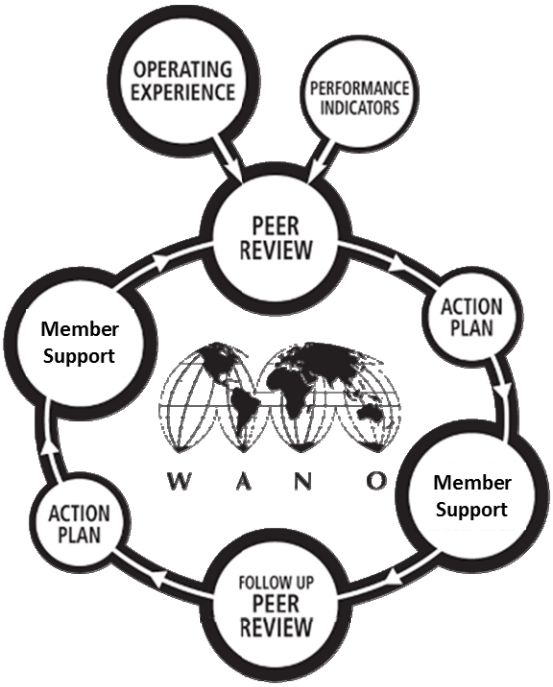


図 2　WANO プログラムの連携

4. 福島第一原子力発電所事故後の対応

福島第一原子力発電所事故以降、安全性・信頼性向上のために WANO は活動を充実・拡大をしてきた。充実・拡大した主な活動を以下に示す。

- 発電所のパフォーマンス変化を確実に把握するため、発電所の PR 頻度を 1 回/6 年から 1 回/4 年に短縮
- 安全文化は本社のトップから、発電所の運転に携わる職員にいたる全社員に浸透していなければならないとの考えから、本社において原子力の安全に関わる意思決定がどのように行われたかをレビューする本社ピアレビュー(CPR ： Corporate Peer Review)を導入
- 従来 PR 対象でなかった Emergency Preparedness、Severe Accident Management 等を対象に追加
- PR がより確実に改善に繋がるよう、PR 結果を社長（CEO）へ直接報告
- 経営トップ自らが WANO の活動を通じて、原子力発電所の安全性･信頼性向上に直接取り組むべく、社長（CEO）が WANO 東京センター理事会の理事へ就任

5. まとめ

WANO は、福島第一原子力発電所事故で得られた教訓をもとに、世界中の原子力発電所の安全性・信頼性を高めるための強化、改善活動に取り組んでいます。WANO の活動主体である PR を、国際的なチームで一貫した基準により継続的に実施し、将来にわたっても世界中の原子力発電所の安全運転に貢献していきます。

2018年秋の年会

特別セッション

世界から見る原子力発電所の安全 ～「原子力発電の安全は今」～

Nuclear Power Plant Safety Now

(3) 日本の原子力発電所の安全確保

(3) Ensuring the safety of Japanese nuclear power plant

*決得 恭弘[1]
[1]関西電力株式会社　原子力事業本部

1. はじめに

我々原子力事業者は、原子力の安全確保の取組みに当たり、二度と福島第一原子力発電所事故と同様の事故を発生させないという強い決意のもと、事故直後の緊急安全対策に始まり、これまで様々な安全性向上対策を講じてきた。

この過程では、福島第一原子力発電所事故を徹底的に分析して得られた知見を踏まえ、様々なハード対策を実施するとともに、地震、津波はもとより、竜巻、外部火災といった発生頻度の低い自然災害等の外的事象についても、そのリスクを低減させる方策に取り組んでいる。

また、福島第一原子力発電所事故においては、災害への対処に必要な要員（重機による瓦礫等の撤去作業・機材による注水作業等）の確保、機材の整備が不十分であったため、迅速な対応に支障をきたしたことを踏まえ、ソフト対策についても取り組んでいる。

今回は、当社高浜発電所３号機ならびに４号機における、安全性向上の取組みを報告する。

2. 安全性向上への取組み（ハード対策）

従来の規制基準では、炉心損傷は想定せず、また単一故障のみを想定していたが、新規制基準では、地震・津波などの自然災害や火災などへの対応の充実、多重性・多様性・独立性を備えた信頼性のある電源・冷却設備の機能強化など、従来の基準が強化された他、炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策等の基準が新設された。

2_1. 地震対策

基準地震動の策定にあたり、敷地近傍の活断層の評価を重点的に行った結果、海域の FO-A 断層、FO-B 断層に加え、陸域の熊川断層との３連動を震源として考慮した。また、震源の上端深さを従来評価の４km から３km に変更した。これらの結果、基準地震動を従来の 550 ガルから 700 ガルに見直した。

また、敷地周辺の詳細な調査を実施した場合でも、なお敷地近傍において発生する可能性のある地震の全てを事前に評価しうるとは言い切れないことから、「震源を特定せず策定する地震動」については、平成 12 年鳥取県西部地震や、平成 16 年留萌支庁南部地震を考慮した値を基準地震動として策定した。

この基準地震動見直しにより、機器、配管のサポート補強や地すべり対策等の耐震性向上を図った。

2-2. 津波対策

基準津波の策定にあたり、若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべりとの組み合わせ、FO-A 断層～FO-B 断層～熊川断層の３連動と陸上地すべりとの組み合わせを波源として考慮して想定される津波高さ（入力津波高さ）を設定した。入力津波高さ（放水路奥 6.7m、防潮ゲート前面 6.2m）に対し、敷地への浸水防止対策として、放水口側防潮堤（海面からの高さ 8.0m）、取水路防潮ゲート（海面からの高さ 8.5m）を設置した。その他、非常用ディーゼル発電機給排気口のかさ上げ、水密扉設置等の対策を行った。

---

*Yasuhiro Kettoku[1]
[1]The Kansai Electric Power Co.,lnc., Nuclear Power Division.

2-3. 内部溢水対策

建屋内に設置されたタンク等から水漏れ等を想定した場合に、重要な設備が浸水の影響を受けないように止水対策および逆流防止対策を行った。その他、重要な設備が被水の影響を受けないように保護カバーや堰の設置等を行った。

2-4. 火災対策

耐震性のあるタンク、ポンプおよび配管等の消火水系統、火災の早期検知のための多様な火災感知器、ポンプ等へのハロン消火設備ならびに可燃物へのスプリンクラー等を設置した。また、森林火災による発電所施設への延焼を防止するために森林を伐採し、幅 18m 以上の防火帯を設置した。

2-5. 竜巻対策

風速 100m/s で飛来物となり得る物品の飛散防止対策（飛散防止、移動、収納）を行うとともに、重要な発電設備を竜巻による飛来物から保護するため、飛来物防護対策を実施した。

2-6. その他

全交流電源が喪失した場合や炉心冷却手段を確保するため、設備の多重性・多様化を図り強化を行った。また、加圧水型原子炉(ＰＷＲ)プラントは原子炉格納容器が大きく、炉心が損傷しても水素爆発の可能性は極めて小さいが、炉心溶融時に原子炉格納容器内に発生する水素の濃度を低減させる装置を設置した。

3. 安全性向上への取組み（ソフト対策）

3-1. 事故時対応体制の強化

事故対応に必要な技術能力を有する要員を増員し、発電所常駐要員のみで、事故の初動対応を行うことができる体制とするとともに、社員に加え、プラントの詳細情報を持つプラントメーカの技術者や、現場実務に精通している協力会社作業員を緊急時に速やかに召集し、事故の収束に向けた支援を行う体制を構築した。

3-2. 事故時対応能力の向上

事故時の対応能力を向上するため、毎年１回原子力防災訓練を実施している他、要員の役割に応じた教育・訓練を行っている。また、新たに配備された設備・資機材や設備変更を踏まえ、技術的習熟が必要となる手順について、訓練設備(モックアップ)を用いて繰り返し訓練を実施することで、対応能力の習熟を図っている。

3-3. 広域避難計画への協力・支援

発電所周辺地域内の住民避難について、自治体からの要請に基づき、社有バスの提供ならびに福祉車両、ヘリ、船舶により、住民数や地域事情を考慮して支援する。

避難者に対するスクリーニングポイントでの汚染検査について、自治体からの要請に基づき、支援協力を行う他、汚染検査等要員の派遣ならびに検査に必要な資機材の提供を行う。

4. まとめ

エネルギー自給率が極めて低い我が国においては、「エネルギーの安定供給」、「経済性」、「環境への適合」（３Ｅ）のバランスに優れる原子力発電の果たす役割は大きい。また、今年 7 月 3 日に閣議決定された国のエネルギー基本計画において、原子力発電の比率を 20～22%とする、2030 年のエネルギーミックスの確実な実現へ向けた取組みのさらなる強化を行うことが明記された。

当社としても原子力発電は重要な電源であり、国により安全性を確認されたプラントは、有効に活用していくことが重要と考えている。

今後も引き続き、当社と協力会社社員一人ひとりが、今一度、身を引き締め、原子力の安全確保に終わりはなく、さらなる安全性をたゆまず向上させていくとの強い意思と覚悟のもと、安全最優先で緊張感を持って、細心の注意で運転・保全に万全を期したい。また、運転再開後の安全運転の実績を一つひとつ積み重ねるとともに、原子力の重要性や安全性について広く社会の皆さまにご理解を賜る活動に全力を尽くしてまいりたい。

2018年秋の年会

特別セッション

世界から見る原子力発電所の安全 ～「原子力発電の安全は今」～

Nuclear Power Plant Safety Now

（４）原子力発電所の安全－社会からの問題提起

(4) Safety of Nuclear Power Station: Social Perspectives

*寿楽 浩太[1]

[1]東京電機大学

1. 社会にとっての懸念の本質は何か

日本においては、今や、人びとにとっての原子力事故の典型的見本例は、福島第一原子力発電所事故（福島事故）である。福島事故と日本におけるそれまでの原子力事故やトラブルとの決定的な差異は、オフサイトに有意かつ長期な影響を広範に生じたことに他ならない。地域社会、あるいは社会一般にとっての懸念の本質は、事故が起こるかどうかではなく、そうした深刻なオフサイト影響が生じるかどうかにある。

2. 原子力発電所の安全と原子力防災の統合の必要性：真の住民保護のために

従って、原子力利用を進める側が社会の懸念、疑念、不信に応えようとするのなら、原子力安全をオンサイト・オフサイトで断絶させず、統合されねばならない。原子力安全の目的は、放射線被ばくの影響から住民や環境を防護するのみならず、地域の生活環境やコミュニティ全体の存続を担保する広い意味での住民保護である必要がある。万一の際の防護措置、被害が生じた場合の補償、そして被災者の支援、これらのいずれもが適切かつ充分になされるか、影響を受けた範囲の地域社会が遅滞なく日常を回復できるのか、そして最終的に、受け入れがたいような不正義が生じないのかどうかこそが重要だ。

この点で、まず、原子炉等規制法と原子力災害特別措置法の並立には多くの課題がある。避難計画の確認が規制当局の規制行政の埒外になっている点、オフサイト防災における事業者の役割や責任が微妙で、積極的な協力を促しがたい点などは特に問題だ。また、福島事故後の SPEEDI の活用をめぐる論争において生じたように、異なる政府機関が具体的な防災上の手法について正反対の見解を示し、自治体に自己責任を求めている点などは、実務上の課題にとどまらず、社会的公正の観点からも許容しがたい[1]。

加えて、原子力賠償制度の制度改革が未完である点、賠償の範囲を超える、しかしコミュニティの維持や社会正義の観点から必要性が生じる被災者支援のあり方についての議論や実務的な対応が等閑視されてきた点も、同様に実務上と社会的公正の両面で看過しがたい状況にある。

3. 社会の側から見た安全論議の必要性

これらの点への原子力関係者の問題意識が弱く、解決に向けた声をあまり上げてこなかったことは、極めて遺憾なことである。いくつかの司法判断における厳しい批判や、世論調査等において原子力に批判的な意見が多数を占める状況が固定化している背景には、そうした態度への批判も大いに含まれると受け止めるべきだ。プラント側から見た視点ばかりの論理構成、狭い意味での放射線影響に視野を狭めた議論は、社会に見放される原因とはなっても、社会的支持や信頼にはつながらないであろう。

参考文献

[1] Sugawara, S. and K. Juraku, “Post-Fukushima Controversy on SPEEDI System: Contested Imaginary of Real-time Simulation Technology for Emergency Radiation Protection,” S. Amir (ed.), *The Sociotechnical Constitution of Resilience: A New Perspective on Governing Risk and Disaster*, Palgrave Macmillan, 2018.

*Kohta Juraku[1]

[1]Tokyo Denki Univ.

2018年秋の年会

特別セッション

世界から見る原子力発電所の安全 ～「原子力発電の安全は今」～

Nuclear Power Plant Safety Now

（５）原子力発電所の安全－学術の視点

(5) Safety of Nuclear Power Plant from Academic Points of View

*関村　直人[1]
[1]東京大学

１．はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故から７年以上が経過した。その影響は、国内のみならず世界の原子力利用全般に及んでいる。事故からの多くの教訓に基づいて、様々な安全対策が付加されてきた。事故の防止策と同等に、事故影響の緩和や軽減策への備えが必要であって、「深層防護」は原子力安全の基盤として、事故後も重要かつ有効な概念である。

複雑なシステムの災害への備えや対処能力、迅速な回復力を含んだ、より包括的な安全に対して、「レジリエンス」を上位概念として位置付ける試みも進められている[1,2]。

また OECD/NEA が 2016 年に発表した報告書「福島第一原子力発電所事故後の５年」[3]では、「安全とは、運転経験の評価と研究を通じて、我々が学ぶことにつれて発展するプロセスである」とされており、原子力安全の新たな考え方が提示されている。

２．原子力発電プラントをとりまく国際的な状況

IAEA でとりまとめが進められている議論[4]を参考として、原子力発電プラントをとりまく国際的な状況について、以下の４つの観点から俯瞰してみたい。

（１）原子力安全規制要求の強化に伴う課題

規制基準の強化に伴い、受容限度や裕度に対する考え方が大きく変化している。従前は許容されていた設計上の安全裕度は縮小することになり、設計基準事象の再評価が求められている。このために追加的な技術的知見の整備や再評価が必要となっており、特に外的事象等に対しては、新たな枠組みでの知見の整備や確認作業、さらに標準化のための研究が求められている。

（２）設計基準事象等に関する考え方のシフト

設計基準事象（DBE）とこれを超える事象（BDBE）に係る考え方も大きく変化している。アクシンデントマネジメントに関する規制要求へ応えるのみならず、外部事象に対する裕度への考え方や設計基準の定義づけについても、これまでとは異なった取り組みが必要となっている。

このような変化を伴う領域に対しては、多様な対策の重要度や有効性の判断に確率論的評価が活用できる。しかしながら確率論的な評価を支える基礎的な知見の整備や評価手法の開発を待つのではなく、迅速に優先順位をつけながら対策を実施していくことが要請されているのも、この領域である。

（３）安全性に係る設備・機器の付加と重要度

規制要求の強化に伴い、外的事象を起因とする事故への備えや電源喪失時のアクシデントマネジメント対策等のために多くの設備や機器が導入されている。また、建屋外や場合によっては敷地外で備えるべき可搬機器や備蓄機器も付加されている。これらのハードウェアに対する安全上の重要度をどの範囲までどのように区分けすべきか、これらに応じて適切な保全計画や品質マネジメントシステムをいかに確立するか、また訓練の立案・実施やマニュアル整備をどのように的確に進めるか等の課題がある。

---

*Naoto Sekimura[1]
[1]The University of Tokyo.

（４）安全対策コストと達成時期の課題

世界の原子力発電プラントでは、福島第一原子力発電所事故に伴う追加的な安全対策のために１基あたり平均約 200M ユーロ（200 億円超）の費用を支出してきたとされる。我が国では新たな規制基準に対するバックフィットが要求され、再稼働のための適合性審査が行われてきた。この結果、国内で再稼働した原子炉では、これよりはるかに大きい費用を費やしている。

従前の安全規制と事業者の自主的な安全対策には、グローバルなエクセレンスからどのような点が欠けていたかについて、ハードウェアのみならず広い観点から、改めて具体的に評価を加える必要がある。

一方で、福島第一原子力発電所事故の経験をふまえて、どのようなステップを踏んで安全を達成していくべきかについても、各国とこれまでの経験と将来の計画について共有することも重要である。

３．継続的安全性向上の基盤について

以上のような国際的な状況を踏まえ、新たな検査制度についての具体化が進んでいる現在において、継続的な安全性向上の基盤として、検討を進めるべき論点を提示する。

（１）規制機関と被規制者・事業者の関係

原子力安全は、規制機関と事業者の双方がともに果たしていくべき使命であるが、各々が独立して果たすことが求められる。規制の側からの継続的改善と事業者の「自主的安全性向上」が、互いにスパイラルアップする関係が必要となる。事業者は、現場を持ち安全に対して一義的な責任を持った成熟したプロ集団であり、規制機関と互いの姿勢や努力を認め合う成熟した関係を築いていかなければならない。

（２）原子力安全における優先順位と迅速性

安全上の重要な見落しがないか見つけ、安全上重要な対策を優先し、できるところから迅速に対策をとることが重要である。その上で対策が十分であるかの検討を行い、改善を進める。これらの評価のために、リスクの定量化やモデル化を実施することが、求められよう。

（３）リスク情報の活用

「リスク情報に基づいた意思決定（RIDM)」には、それ以前の課題が大きい。リスク情報から知識を得るためには、機器の故障率データ、ヒューマンエラーの統計的考察など、データの蓄積を進めていく地味な過程が前提となるとともに、個別のプラントが置かれる自然条件に基づいた知見が必要である。またリスク評価には不確かさが含まれ、リスク評価モデルに入っていない知識は使えないなどの限界を有している。

（４）安全対策機器の増設に伴う課題

我が国ではシビアアクシデント対策が規制上の要求とされたことに伴い、事故に至るリスクは低減されたと言える。一方で、多数の機器の導入に伴うシステムの機能喪失確率の上昇やヒューマンエラーの発生確率が上昇することによるデメリットがある。これらのデメリットを低減するための努力が、規制と事業者の双方からなされるべきである。コンフィグレーション・マネジメント、安全上重要度並びにリスク情報に基づいたメインテナンス、多様なメニューを含む訓練等が枢要な課題である。また最新の知見を獲得する努力を進め、これに基づいた学協会規格を活用することも重要である。

（５）安全評価手法と判断基準

安全評価手法の高度化を進めることは、規制判断のための基準もバランスよく高度化される必要がある。規制基準の高度化は規制側の重要な責任であり、保守的な規制判断は前提としつつも、評価手法の高精度化が進むことと同時並行的に、判断基準の高度化を進展させることが必要である。

（６）規制機関における安全の目標について

平成 30 年 4 月 5 日に炉安審・燃安審は、原子力規制委員会に対して、規制機関における安全の目標について、以下のような回答を提示している[5]。

- 原子力規制委員会が示す安全の目標は、福島第一原子力発電所事故のような重大な事故を再び起こさないとの決意の下、安全神話に陥ることなく、不断に安全性向上を図るとの姿勢に基づくものである。
- また安全の目標は、原子力規制委員会が規制基準の策定などに当たり参照すべきものである。

・　原子力規制委員会が示す安全の目標と、規制基準への適合によって達成される安全の水準を、確率という尺度のみを用いて直接に比較評価し、説明することは現状できないし、行うべきものではない。
・　安全の目標については、以上のような点こそ、国民に説明するべきものである。

一方で事業者の自主的安全性向上においても、独立して安全の目標を議論していくことが求められる。

（７）組織文化と安全文化の課題

IAEA は、「安全のためのリーダーシップとマネジメント（GSR Part 2）」を 2016 年 6 月に改訂している。これは、従前の GS-R-3 を置き換えた全般的安全要件であり、組織構想、目標、戦略、計画及び目的を定めかつ統合すること、電離放射線の有害な影響から人及び環境を防護すること、要員がこれを実施・約束するよう先導すること、及び基本安全原則を支持し、行動による期待事項の確立及び強固な安全文化を醸成することを求めている。

安全を損なうかどうかわからないリスク情報に対して、資源を投入する決断をいかに行うか、また不確実な将来に対して、現状維持ではなく、行動ができるのか、不作為や先送りを犯すことはいかに戒められるべきか、多くの課題が組織文化と安全文化の課題として指摘できる。インセンティブを持ち、優先順位付けを行っていく際には多くの障害がありうるが、これらをどのように打破できるのか、事業者と規制機関に課せられている課題は大きい。

４．まとめ

福島第一原子力発電所事故は、我が国のみならず世界のすべての原子力発電プラントの安全対策に大きな影響を与えてきている。我が国では、バックフィットを取り込んだ規制基準に基づいた審査が行われつつあるが、再稼働には多くの制約があり、廃炉となったプラントも多い。一方で審査に加えて、新たな検査制度の枠組みが構築されつつある。リスク情報を活用したパフォーマンスベースで監査型の検査制度が、試行を通じて定着し、事業者と規制側の双方が継続的な安全性向上活動を互いにスパイラルアップしながら進めていくことが望まれる。

規制側と事業者のみならず、学協会や地方自治体が地元住民や公衆とともに重要なステークホルダーとして、継続的な安全性向上の基盤を形成していくことが必要である。

参考文献

[1] 北村正晴「原子力安全理論の再構築とレジリエンスベースの安全学」日本原子力学会誌第 54 巻 11 号（2012）
[2] Naoto Sekimura, Hiroshi Miyano and Tatsuya Itoi,"Resilience Engineering: New Discipline for Enhancement of Nuclear Safety", Proceedings of The 2nd international Conference on Maintenance Science and Technology (ICMST-Kobe 2014). Nov. 2014, Kobe.
[3] Five Years after the Fukushima Daiichi Accident: Nuclear Safety Improvements and Lessons Learnt, OECD/NEA　邦題「福島第一原発事故から５年：原子力安全向上と教訓」
https://www.oecd-nea.org/nsd/pubs/2016/7284-five-years-fukushima.pdf
https://www.oecd-nea.org/nsd/pubs/2016/7285-five-years-fukushima-es-jp.pdf
[4] Arif Nesimi Kilic, Implementation of and Sustainability of Post-Fukushima Daiichi Accident at NPPs, IAEA, Feb. 2017
[5]「原子力規制委員会が目指す安全の目標と新規制基準への適合によって達成される安全の水準との比較評価（国民に対するわかりやすい説明方法等）について」2018 年 4 月 5 日（炉安審・燃安審）
http://www.nsr.go.jp/data/000227853.pdf

.

Planning Lecture | Technical division and Network | Materials Science and Technology Division

[1C_PL] Roles of Materials Science and Engineering for Restart and Ensuring the Integrity of LWRs

Chair:Koji Fukuya(INSS)

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room C (B21 -B Building)

[1C_PL01] Study on SCC from Viewpoint of Long-term Use in LWRs

*Yoshiyuki Kaji[1] (1. JAEA)

[1C_PL02] SCC Experience and Countermeasures in BWR Power Plants

*Junya Kaneda[1] (1. Hitachi GE)

[1C_PL03] SCC Experience and Countermeasures in PWR Power Plants

*Noriaki Sugimoto[1] (1. MHI)

©Atomic Energy Society of Japan

2018年秋の大会

材料部会セッション

軽水炉の再稼働と健全性確保に向けた材料工学の役割

Roles of Materials Science and Engineering for Restart and Ensuring the Integrity of LWRs

（1）軽水炉材料の長期使用の観点からの SCC 研究

(1) Study on SCC from Viewpoint of Long-term Use in LWRs

*加治　芳行[1]

[1]日本原子力研究開発機構

軽水炉の再稼働と健全性確保に向けて、軽水炉の長期使用には、照射の影響も考慮した応力腐食割れ(SCC)の理解と適切な評価が重要となる。ここでは、ステンレス鋼の SCC 研究のこれまでの成果の概要と今後の展望について述べる。

キーワード：軽水炉材料、応力腐食割れ、照射誘起応力腐食割れ、長期使用、健全性評価

1. はじめに

平成 30 年 7 月現在、国内の原子力発電所の現状として、再稼働 9 基（原子炉稼働中 6 基、停止中 3 基)、原子炉設置変更許可済 5 基、新規制基準への適合性審査中 12 基、適合性審査未申請 12 基、廃炉決定済・見込み 22 基という状況である[1]。軽水炉材料、特に炉内構造材料として使用されるオーステナイトステンレス鋼は、中性子の照射を受けることでミクロ組織やミクロ組成の変化が生じて照射誘起応力腐食割れ(IASCC)や破壊靭性の低下等を引き起こす場合がある。軽水炉の長期使用には、照射の影響も考慮した応力腐食割れ(SCC)の理解と適切な評価が重要となる。ここでは、ステンレス鋼の SCC 研究の現状と展望について述べる。

2. ステンレス鋼の SCC 研究

SCC は、通常、材料・環境・応力の 3 因子がそろったときに起こるとされる割れ発生・進展現象である。材料因子としては、熱処理や溶接の入熱による粒界炭化物の形成とそれに伴う Cr 欠乏層の形成、粒界に特定の元素の偏析による粒界割れ感受性の増加、表面加工による硬化層の形成等が大きな影響を及ぼすことが知られている。応力因子としては、引張応力、特に溶接後の残留引張応力が問題とされている。腐食環境としては、溶存酸素や過酸化水素の形成等電位の上昇に関与する因子は全て大きな影響を及ぼす。

粒界型 SCC(IGSCC)の対策材として開発された低炭素ステンレス鋼においても SCC の発生が、1994 年頃から海外において報告され、2001 年には国内の BWR の低炭素ステンレス鋼製の炉心シュラウドの溶接線近傍にひび割れが発見されたことが報告された。この SCC 発生・進展のメカニズムに関して[2]、表面機械加工及び溶接による表面微細粒組織が形成され耐食性が劣化すること、表層に引張残留応力が形成されるが、TGSCC 発生しきい応力が約 600MPa であること、冷間加工率の増加により粒界がすべりやすくなることなどの知見が得られている。このようにある程度の理解は進んだものの、まだ明らかになっていない SCC 支配因子が多く残されている。例えば、SCC 挙動における長時間熱時効や水素の影響評価、上記の成果から有力視されている粒界すべりに基づく SCC モデルの検証、SCC き裂内部の局所水質の影響評価、の検討などがある[3]。

IASCC に関しては、材料・環境・応力の 3 因子が放射線の影響により変化する複雑現象である。特に、材料の性質が大きく変化することが重要である[4]。IASCC の発生感受性を示す SSRT 試験の粒界破面率や定荷重試験の発生しきい応力の照射量依存性と材料の性質、特に照射による硬さの増加量、転位ループ密

* Yoshiyuki Kaji [1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

度、粗大すべり間隔、粒界偏析（Cr 欠乏、Ni 富化、Si 富化）の照射量依存性を比較すると、両者とも約20dpa まで大きく変化し、高照射量では飽和傾向で変化が小さくなるというほとんど同じ変化を示している。このことから特定の因子だけが IASCC の原因ではないことが示唆されている[5]。また、近年、分析機器の高精度化により、SCC き裂先端の変形挙動・酸化挙動の詳細観察がなされ、照射による局所変形と酸化の加速に関しての知見が蓄積されている。一方、研究炉の老朽化から中性子照射材のデータと知見が少なくなっている。その点で、既存の照射材のデータと知識の集約・整理を進めデータベース化することにより、物性の傾向式を導出することができ、既存知識の継承と規格基準への対応も可能となる。また、加速試験を中心とした実験室データと実機データの解離という課題を解決する方策として、実機廃炉材を用いた研究も今後進めていくべきである。

本発表では、これまで残されている SCC 支配因子に関する研究の現状等について説明するとともに、長期使用の観点から検討すべき今後の展望について述べる。

3. まとめ

長期利用に伴い、SCC を始めとする経年劣化事象のメカニズム解明研究を進め、60 年利用への外挿性の確認などを行うとともに、事象の複合・連鎖により発生する可能性のある潜在事象を予測するプロアクティブ材料経年劣化評価が重要となる。

参考文献

[1] 資源エネルギー庁ウェブサイト「日本の原子力発電所の状況」
http://http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/pdf/001_02_001.pdf
[2] 鈴木俊一：「低炭素ステンレス鋼の SCC 発生・進展挙動とメカニズム」、原子力発電設備構造材料の経年変化に関する国内シンポジウム資料集、（社）日本溶接協会(2006)
[3] 塚田隆：「SCC 支配因子研究の新展開」、金属学会セミナー「原子炉材料の照射損傷－高経年化への対応－」資料集、（社）日本金属学会(2006)
[4] K. Fukuya, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.50, No.3 (2013) pp.213-254.
[5] 福村卓也、三浦照光、藤井克彦、福谷耕司、INSSJOURNAL Vol. 24 (2017) pp.131-139.

2018年秋の大会

材料部会セッション

軽水炉の再稼働と健全性確保に向けた材料工学の役割

Roles of Materials Science and Engineering for Restart and Ensuring the Integrity of LWRs

（2）BWR プラントにおける SCC 事例と対策

(2) SCC Experience and Countermeasures in BWR Power Plants

*金田　潤也[1]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

1. 緒言

応力腐食割れ（SCC）は、SCC 感受性のある材料、引張応力、腐食環境の重畳により発生する材料劣化事象である。BWR プラントでは、1970 年台に鋭敏化した 304 ステンレス鋼製配管で SCC が確認された。その対策として、低炭素ステンレス鋼を適用して鋭敏化による SCC は抑制されたが、塑性加工を要因とする SCC が顕在化した。また、Ni 基合金においても同様に鋭敏化による SCC が確認されたが、その後、Nb により C を安定化した対策材が適用されている。これらの材料対策の他に、残留応力改善および環境改善による SCC 対策が講じられている。以下に BWR プラントにおける SCC 事例とその要因、および対策方法について述べる。

2. BWR プラントにおける SCC 事例とその要因

2-1. 鋭敏化ステンレス鋼 SCC

1974 年にドレスデン 2 号機の 304 ステンレス鋼製再循環系配管に SCC が確認された。原因調査の結果、溶接熱による粒界 Cr 炭化物析出に伴う鋭敏化、溶接引張残留応力、炉水環境が要因であることが確認された。そこで、鋭敏化抑制のための材料開発が行われ、C 濃度が 0.020%以下で鋭敏化を抑制できることが明らかになった。また、C 濃度を低減した場合、強度が低下するため、強度を担保する目的で N を 0.12%以下添加した材料が開発された。これらの材料は Nuclear Grade（NG）ステンレス鋼と呼ばれ、炉内および圧力境界部などに適用されている。

2-2. 低炭素ステンレス鋼 SCC

鋭敏化を抑制した低炭素ステンレス鋼の適用による SCC 対策が取られたが、1990 年代に入って海外プラントで SCC が発生した。また、国内でも 2001 年以降に低炭素ステンレス鋼の SCC が炉心シュラウドおよび再循環系配管で顕在化した。原因究明の結果、グラインダー、機械加工あるいは溶接による表面近傍のひずみおよび硬さ上昇、溶接あるいは機械加工による引張残留応力、炉水環境が要因であることが明らかとなった。この対策として、製造段階での冷間加工を極力低減する施工管理および残留応力改善技術が適用されている。

2-3. Ni 基合金 SCC

Ni 基合金では、母材の溶接熱影響部および溶接金属において SCC が確認された。この原因は、鋭敏化ステンレス鋼と同様に、溶接熱による粒界 Cr 炭化物析出に伴う鋭敏化、溶接引張残留応力、炉水環境であることが確認された。Ni 基合金では、Nb 添加による C の安定化により鋭敏化を抑制した改良 600 合金および改良 182 合金が開発され、実機適用されている。また、182 合金より Cr 濃度が高く耐 SCC 性に優れる 82 合金でも Nb および C 量を管理した材料が適用されている。

2-4. 照射誘起 SCC（IASCC）

炉心近傍で使用されているステンレス鋼製制御棒では、ハンドルのローラピン部において熱鋭敏化や冷間加工が主因でない SCC が確認された。この事象は、照射損傷に伴う照射誘起偏析と照射硬化、すき間部

* Junya Kaneda[1]

[1] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

での酸化物形成とその成長に伴う応力上昇、すき間部での腐食環境劣化が要因と考えられている。この対策として、製造時のすき間部での不純物付着抑制による腐食生成物生成抑制策がとられている。また、制御棒のシースおよびタイロッドにも IASCC と考えられるひびが認められている。そこで、照射損傷を抑制した材料開発の取り組みがなされているが、現在のところその適用には至っていない。

3. BWR プラントにおける SCC 対策

SCC 抑制のために、SCC 要因に基づき以下の対策が行われている。

3-1. 材料改善

前述のように鋭敏化を抑制した低炭素ステンレス鋼および C を安定化した Ni 基合金が開発され、実機に適用されている。また、冷間加工を低減したり、表面加工層を除去するための研磨などの製造管理が行われている。ステンレス鋼溶接金属は母材より耐 SCC 性に優れることから、配管内面などでは耐食性肉盛（Corrosion Resistant Cladding : CRC）が適用されている。耐 IASCC 材料としては、Ta 添加ステンレス鋼[1]などが開発されており、今後、実機適用が期待される。

3-2. 応力改善

溶接および機械加工による引張残留応力が SCC 要因であることから、残留応力低減を目的として以下の手法が開発、適用されている。

- HSW（Heat Sink Weld）：配管の初層溶接後、配管内を流水で冷却しながら開先を肉盛し、配管内面を圧縮応力とする方法。
- 狭開先溶接：開先を狭くして溶接歪を小さくすることにより残留応力を低減する方法
- IHSI（Induction Heating Stress Improvement）：配管溶接部の内面を流水で冷却しながら外面を誘導加熱コイルにより加熱した後、加熱をやめ、配管内面の引張残留応力を低減する方法
- ピーニング（Water Jet /Laser /Shot Peening）：弾性拘束された材料表面をキャビテーション崩壊に伴う衝撃波やショットの衝突などで塑性変形させ、圧縮応力を残留させる方法
- 研磨：研磨により表面近傍の残留応力を低減する方法

3-3. 環境緩和

BWR の炉内は高温純水環境にあり、腐食電位（Electrochemical Corrosion Potential : ECP）を低減することによる SCC 対策が進められている。通常、炉水は放射線分解により酸素および過酸化水素が生成されることから、酸化環境（Normal Water Chemistry : NWC）にある。これに対して、水素注入（Hydrogen Water Chemistry : HWC）により ECP を低減し、SCC を抑制することができる。しかし、水素の注入量が増えると主蒸気中の放射能（N-16）量が上昇するため、過度の水素注入は避けることが望ましい。そこで、白金の触媒効果を利用して少量の水素注入で効果的に ECP を低減する貴金属注入が開発され、米国ではほとんどの BWR プラントで適用されている。また、国内および欧州でも一部の BWR プラントで適用されている。また、近年では TiO_2 の触媒効果を利用した環境緩和技術も開発されている。

3-4. 取替・補修

SCC が発生した機器は、ひびの除去、補修溶接、タイロッドなどによる補強が行われている。また、機器そのものを新規のものと交換する取替も行われている。アクセスに制約のある炉内機器であっても、炉心シュラウド、シュラウドサポート、ICM ハウジング、CRD スタブチューブでは取替工法が開発、適用されている。

4. 結言

SCC はプラント寿命に影響を及ぼす可能性のある材料劣化事象である。その対策を講じる上で、まず事象の要因とメカニズムを明確にすることが重要である。そのために、実機サンプル調査、再現試験など材料工学的観点での詳細な調査が行われてきた。明らかにされた SCC 要因に対しては、それを取り除くための材料改善、応力改善、環境緩和の観点で材料開発、手法開発が行われてきた。SCC 抑制のためには、材料、応力、環境の要因のうち少なくとも一つの要因を取り除く必要があり、好ましくは複数の対策を組合

せて二つ以上の要因を同時に取り除くことが望まれる。SCC メカニズムは未だ解明しきれていない部分があり、継続的な研究開発が期待される。

参考文献

[1] J. Kaneda et al., 17th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, "SCC and Crevice Corrosion Resistances of Tantalum-modified Stainless Steel", Ottawa, Ontario, Canada, August 9-12, 2015.

2018年秋の大会

材料部会セッション

軽水炉の再稼働と健全性確保に向けた材料工学の役割
Roles of Materials Science and Engineering for Restart and Ensuring the Integrity of LWRs

（3）PWR プラントにおける SCC 事例と対策

(3) SCC Experience and Countermeasures in PWR Power Plants

*杉本　憲昭[1]

[1] 三菱重工業株式会社

1. 緒言

原子力発電所を始めとしてトラブルの未然防止は重要なテーマであり、プラントの高経年化に伴う圧力容器や配管などの構成部位の余寿命診断、劣化緩和、補修も重要な課題となっている。運転時間に伴い損傷が顕在化するものとして応力腐食割れ（Stress Corrosion Cracking：SCC）があり、損傷の要因として、環境、材料、応力の３因子の重畳によるものと考えられている。近年、加圧水型原子炉（Pressurized Water Reactor：PWR）においても、高ニッケル合金 600（以下 600 合金）の応力腐食割れによる損傷事例が国内外において顕在化してきている。PWR プラント１次系水環境条件下での応力腐食割れは PWSCC（Primary Water SCC）と言われ、PWSCC 感受性を有している 600 合金が加工や溶接などによる高残留応力条件下で使用される場合に、損傷に至るものと考えられている。

長期安定運転に向け損傷・漏えいを防止するための劣化緩和として、応力改善技術、材料改善・取替技術の代表的な保全技術を述べる。

2. PWR プラントにおける SCC 対策

2-1. 応力改善技術

PWSCC 発生因子の一つである高残留応力への対策の一つとして、対象機器が施工時に気中環境の場合はショットピーニング、水中環境の場合はウォータジェットピーニングを適用し、１次系水接液面の引張残留応力を圧縮応力に改善している。ウォータジェットピーニングではキャビテーション崩壊時の衝撃圧にて、ショットピーニングではショット材の衝突力にて、材料表面に塑性ひずみを付与することで、内表面近傍を圧縮応力に改善できることを確認している。ショットピーニングにおいては深い応力改善効果と異物管理の容易化などを目的に、粒径の大きいショット材を用い、ショット材の駆動源としてコンパクトで大きな力を出せるピエゾ素子による超音波振動を用いた手法がある。

一方、配管など内表面にアクセスが困難な場合、外面からの応力改善手法が必要であり、その手法の一つとして、高出力レーザビームを外面に移動させながら照射し、外面を急速加熱することで板厚内温度差による熱膨張ひずみを用い、内面を圧縮応力に改善する手法（レーザ外面照射応力改善法）を開発している。この手法はレーザ照射による急速加熱を実現できることから、適切な条件を選定することにより内面の水冷効果を期待することなく、適用可能とする特徴を持つ。内表面の溶接部及び溶接部近傍の高い引張残留応力を圧縮応力に改善できることを確認している。

2-2. 材料改善・取替技術

材料を変更して１次系水接液表面に耐 PWSCC 性の優れた材料である高ニッケル合金 690（690 合金）を用いる対策がある。690 合金は 600 合金に対しクロム（Cr）量をおよそ倍量に増加させることで耐 PWSCC 性を向上させている。

---

* Noriaki Sugimoto [1]

[1] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

具体的には１次系水接液表面に肉盛溶接することで､600 合金を接液させないようにする環境遮断クラッディングと、取替による材料改善がある。劣化緩和技術の原子炉容器出口管台セーフエンド継ぎ手（600 合金）への適用例として、原子炉容器ノズル溶接部へのインレイ技術がある。流路確保や検査性確保のため、あらかじめ溝加工を行い、肉盛溶接を実施している。溶接後熱処理を不要にできる自動溶接による３層テンパービードクラッド溶接法を開発し実機に適用している。

耐 SCC 性の優れた材料を用いて製作した機器への一体取替としては、上部原子炉容器取替、蒸気発生器取替、炉内構造物取替等がある。一方で、一体取替が困難な場合や万一の損傷時の補修として、部分取替（例えば管台セーフエンド継ぎ手取替など）技術も開発している。部分取替は補修だけでなく、予防保全としての材料改善手法の一つとしても計画されている。一例として、加圧器台セーフエンド継ぎ手取替技術がある。600 合金継ぎ手を含む短管を撤去し、新たな短管を取付ける際に耐 SCC 性の優れた 690 合金溶接材料にて溶接する方法である。

3. 結言

応力改善技術、材料改善・取替技術の保全技術について述べたが、これら保全技術によって原子力発電プラントの安全性と信頼性を向上させ、長期間の運転にわたって経済的に運転を継続するのに役立つものと考える。今後とも、検査技術、劣化緩和・補修取替などの開発・検証を積極的に推進し、高度化・高性能化を進めていく。

参考文献

[1] Koji Okimura et al., “RELIABILITY OF WATER JET PEENING FOR ALLOY 600 PWSCC MITIGATION”, ASME PVP2012-78468.

[2] Takeshi Yamamoto et al., “APPLICATION OF USP TO STEAM GENERATOR NOZZLES”, ASME PVP2011-57495.

Planning Lecture | Over view Report | Over view Report 1 - Research Committee on Fuel Debris

[1D_PL] Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

Chair:Hiroaki Abe(Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room D (A32 -A Building)

[1D_PL01] Motivation for the Founding of Research Committee

*Yuji Ohishi[1] (1. Osaka Univ.)

[1D_PL02] Current Status and Issues of Accident Progression Analyses

*Takanari Ogata[1] (1. CRIEPI)

[1D_PL03] Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (I)

*Masahide Takano[1] (1. JAEA)

[1D_PL04] Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (II)

*Kinya Nakamura[1] (1. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

2018年秋の大会

総合講演・報告

「燃料デブリ」研究専門委員会活動報告
Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

（1）研究専門委員会の設立趣意

(1) Motivation for the Founding of Research Committee

*大石 佑治, 阪大

1. 「燃料デブリ」研究専門委員会の設立の経緯と目的

福島第一原子力発電所（1F）の 1、2、3 号機は東日本大震災を受け全交流電源喪失に至り、炉心の溶融および圧力容器の損傷を伴う極めて深刻な原子力事故が発生した。この国内最大規模の原子力事故で顕在化した核燃料に関する課題を検討することは核燃料専門家としての責務であると同時に、1F 廃止措置における様々な取組みに寄与でき、また、今後の原子力の安全性向上にも繋がると考えられる。この考えのもと、2011 年に核燃料部会内に「溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ」が設置され、核燃料の専門家の視点から溶融事故における核燃料関連の課題が検討されてきた。

1F 事故後数年が経過した今、事故時の状況及び事故後の施設内の状況が少しずつ明らかになりつつある。また 1F 廃止措置に関わる燃料デブリ取出し方法の検討およびその技術開発が進み、さらにシビアアクシデント研究にも進展がみられるような状態となっている。このような背景の元、「燃料デブリ」研究専門委員会は上記の「溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ」の設立の趣意を引き継ぎ、新たに得られつつある燃料溶融や燃料デブリ等に関する知見やデータを核燃料の専門家以外の視点も交えた上で調査･検討し、1F 廃止措置の今後の取り組みや 1F 廃止措置で得た経験のシビアアクシデント研究への反映のための課題の整理と提言を行うことを目的として設立された。

2. 活動の概要

本研究専門委員会は 2016 年 6 月 1 日に設立され、2018 年 3 月 31 日まで活動した。委員数は 2018 年 3 月 31 日時点で 58 名である。委員のうち核燃料部会に所属している委員は半数以下であり、半数以上は核燃料部会以外の様々な部会に所属している。これは、燃料デブリに関連した知見やニーズを核燃料の専門家以外からも幅広く収集するためである。

本研究専門委員会では計 4 回の会合を実施するとともに、R&D の現状調査と共通の知識基盤の提供を目的として計 5 回の講演会（講演 11 件）を開催した。会合では本専門委員会のスコープと進め方について議論し、「事故進展」と「デブリ性状」の 2 つのタスクチームを設置した。これらのタスクチームは、それぞれの分野について R&D の現状調査（講演会）を踏まえて抽出される技術課題について、課題に関連する専門家による深堀り作業を行った。また、タスクチームのメンバー以外の委員に対しても課題の提案を依頼し、様々な分野の専門家から課題を収集した。これらの成果を元に、「デブリ研究」に関する課題を整理し提言を取りまとめた。

本企画セッションでは、「事故進展」と「デブリ性状」のそれぞれのタスクチームより、1F の事故進展および燃料デブリ性状の各々に関する知見の現状と課題について取りまとめた結果を報告する。

Yuj Ohishi

Graduate School of Engineering, Osaka University.

2018年秋の大会

総合講演・報告

「燃料デブリ」研究専門委員会活動報告
Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

(2) 事故進展に関する知見の現状と課題

(2) Current Status and Issues of Accident Progression Analyses

*尾形孝成[1], 三浦弘道[1], 加治芳行[2], 杉山智之[2], 永江勇二[2], 鈴木嘉章[3], 實重宏明[4], 長澤克己[4]
[1]電中研, [2]原子力機構, [3]原安進, [4]東京電力 HD

1. はじめに

燃料デブリの性状、組成および分布は事故進展によって変わる。一方、現実に起きた事象進展の未解明の部分は燃料デブリの性状、組成、分布等を調査することで明らかになるものがある。そこで「燃料デブリ」研究専門委員会の事故進展タスクチームでは、福島第一原子力発電所（1F）1～3 号機の事故進展に関する未解明課題や解析結果などを調査し、1F 事故進展の解明に向けた課題をとりまとめた。

2. 事故進展に関する未解明課題と溶融燃料の分布状況の推定

1～3 号機の炉心・格納容器の状態に直接的・間接的に関係する 52 件の課題が東京電力 HD によって体系的に整理されている（「福島第一原子力発電所１～３号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第５回進捗報告」平成 29 年 12 月, 東京電力 HD㈱）。これらの課題のうち「炉心損傷状況とデブリ位置」については、事故進展に関する分析やミュオン測定による原子炉内状態の評価などを踏まえ、1～3 号機の溶融した燃料の分布状況が次のように推定されている。【1 号機】溶融した燃料はほぼ全量が原子炉圧力容器下部プレナムへ落下、元々の炉心部にはほとんど燃料が残存せず。【2 号機】溶融した燃料のうち、一部は原子炉圧力容器下部プレナムまたは原子炉格納容器ペデスタルへ落下、燃料の一部は元々の炉心部に残存。【3 号機】溶融した燃料のうち、一部は原子炉圧力容器下部プレナムまたはペデスタルへ落下、燃料の一部は元々の炉心部に残存。格納容器に落下した燃料の量は 2 号機より多い。

3. 事故進展の解析結果

OECD/NEA の BSAF プロジェクト（Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Phase I Summary Report, NEA/CSNI/R(2015)18）において 1F 事故進展の解析が行われた。Phase I では日本を含む 8 か国 12 機関が参加した。各機関のコードを用いた解析の結果、1 号機では炉心構成物質の大部分がペデスタル上に移動、2 号機では多くの計算で炉心構成物質が全て原子炉圧力容器内に保持、3 号機では炉心構成物質が全て原子炉圧力容器内に保持あるいは一部がペデスタル上に移動、などが示された。

4. 事故進展の解明に向けた課題

炉心構成物質が原子炉圧力容器外へ再配置した割合が 1 号機→3 号機→2 号機の順に大きいといった解析結果の定性的な傾向は、ミュオン測定等を踏まえた 1～3 号機の溶融した燃料の分布状況の推定結果と概ね整合する。しかし、コード間の解析結果の違いや解析結果と現場観察の違いは随所にみられる。これらの要因として、解析コードのモデルや解析手法の違い、主蒸気逃し安全弁や高圧注水系等の動作状態や応答の不確かさ、MCCI を含む燃料デブリ挙動等の事象の理解不足などが考えられる。今後、1F 事故におけるデブリ形成・移行過程などの事象進展を解明し、その解析・評価の不確かさを減らしていくためには次の事項などを進めていく必要がある。①各号機の機器の破損状態や格納容器内の観察など定性的情報の収集と分析、②燃料デブリサンプルの採取と分析データ取得、③模擬実験等による事象進展の理解の深化と解析モデル改良、④ベンチマーク解析の継続と新たな観察結果や燃料デブリ分析データによるコード検証、⑤これらの結果による機器の動作状態等の検討と不確かさ低減。

T. Ogata[1], H. Miura[1], Y. Kaji[2], T. Sugiyama[2], Y. Nagae[2], Y. Suzuki[3], H. Saneshige[4], K. Nagasawa[4]
[1]CRIEPI, [2]JAEA, [3]JANSI, [4]TEPCO HD

2018年秋の大会

総合講演・報告

「燃料デブリ」研究専門委員会活動報告
Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

(3) 燃料デブリの性状に関する知見の現状と課題その１

(3) Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (I)

*高野 公秀[1]，三輪 周平[1]，川野 昌平[2]
[1]原子力機構，[2]東芝

1. 調査の目的と対象

1F の燃料デブリ取り出しに向けた性状把握に関する現状と課題を整理するため、本件では模擬燃料デブリを用いた試験や TMI-2 デブリの分析による性状推定データの取得状況と過酷事故時のソースタームに関する既往知見をとりまとめた結果を報告する。

2. 調査・検討結果の概要

1F 事故以降、実験室規模（数グラム）での溶融試験や TMI-2 デブリとの比較検証、及び海外の大規模溶融実験試料の分析等により、炉心溶融固化物及び MCCI（炉心溶融物－コンクリート相互反応）生成物の性状に関する基礎データが蓄積されて来ており、生成相（化合物）、微細組織、機械特性（硬さ等）がその主要項目である。炉心溶融固化物の主成分である UO_2-ZrO_2 系固溶体は、全率固溶する温度領域が融点直下の超高温領域に限られることから、冷却速度が生成相に影響すると予測される。すなわち急冷条件では立方晶単相が保持されやすく、徐冷条件では U リッチの立方晶と Zr リッチの正方晶（+単斜晶）に相分離しやすいと考えられる。また、溶融物の水による急冷効果の一例として、固化時に表面での粉体化・粒状化が大規模実験で確認されている。一方、金属質のデブリ構成成分では、溶融進展時の酸化状況に応じて、Zr-(Fe,Cr,Ni)系金属間化合物あるいは(Fe,Ni)系合金等がある他、中性子吸収材の B_4C が Zr 又は Fe 系の硬いホウ化物として合金中に析出している可能性が実験及び熱力学平衡計算により指摘されている。

MCCI 進展に関しては、炉心溶融物とコンクリートの接触面近傍で大きな温度勾配があり、到達温度領域に応じて生成相・組織に階層構造ができている可能性がある。コンクリートは 1200℃強から液相が出始めガラス化するとともに、UO_2-SiO_2 系及び ZrO_2-SiO_2 系状態図によると固相線は 2000℃前後まで低下する。MCCI 時の各元素の酸化・還元挙動に関しては、コンクリートから放出される水分により酸化環境が優勢と考えられ、未酸化で流下してきた Zr 等金属元素の酸化が進むと考えられる。

デブリ性状の推定における課題として、①デブリの分布が圧力容器内部から格納容器底部までの広範囲に及ぶことであり、それぞれの位置において溶融物が接触する構造材、温度履歴、酸素分圧、水の有無等が異なることから、これまでに得られた性状データの網羅性に不足が懸念されること、②ミクロレベルの組織や機械特性データは比較的充実しているものの、よりマクロな連続体（バルク）として捉えた際の特性評価が不十分な状況にあること、③取り出しまでの長期間における表面変質や溶出といった経時変化に関する知見が不足していることが挙げられる。

ソースタームに関して、既往のシビアアクシデント（SA）解析コードにおける燃料からの FP 放出モデルや炉内の移行モデルの多くは特定の化学種に対する温度のみの関数となっており、算出されるソースタームの不確かさは大きい。このため、燃料デブリ取り出しに資する炉内の FP 分布や性状に関する知見を得るためには、事故事象進展との相関において雰囲気や他物質との相互作用も考慮して FP 放出移行挙動を評価し、モデルを改良していくことが必要となる。このため、既往実験研究で一部データは取得されているものの、他物質との相互作用による溶融の影響や、再冠水による燃料微細化の影響といった、温度のみではなく多様な物理的・化学的な条件における FP 挙動評価を進めることが重要であると考えられる。

---

*Masahide Takano[1], Shuhei Miwa[1] and Shohei Kawano[2]
[1]JAEA, [2]Toshiba

2018年秋の大会

総合講演・報告

「燃料デブリ」研究専門委員会活動報告

Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

(4) 燃料デブリの性状に関する知見の現状と課題その２

(4) Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (II)

*中村 勤也[1]，名内 泰志[1]，鈴木 晶大[2]，松永 純治[3]，星野 国義[4]，坂村 義治[1]，高橋 優也[5]
[1]電中研，[2]NFD，[3]GNF-J，[4]日立 GE，[5]東芝エネルギーシステムズ

1. 調査の目的と対象

1F の燃料デブリ取り出しに向けた性状把握に関する現状と課題を整理するため、本件では、デブリ取り出し時の線量評価、臨界評価、収納・保管、処置、サンプル分析に関する技術開発ならびに長期変性挙動に関する知見をとりまとめた結果を報告する。

2. 技術開発状況の概要

【線量評価】プラント内線量率分布評価手法や局所線量率を実測する手法開発に加え、計量管理としての非破壊測定技術開発が行われている。

【臨界評価】燃料デブリ取出し時の実効増倍率への影響因子と臨界防止、臨界監視技術、臨界事故時の影響評価、臨界停止手段等の技術開発が行われている。

【収納・保管】キャニスター内に中性子吸収材を備えた TMI-2 の実績と異なり、最高濃縮度が約 5%と高い 1F では、同伴水量を 35vol%以下に制限することによって収納缶内径 400mm を確保する臨界安全評価、ならびに、収容缶の強度や水素ガス管理技術開発等が行われている。

【処置】燃料デブリの化学処理に湿式および乾式再処理技術を適用する技術開発が行われてきた。溶解率の観点では、フッ化物揮発法の基礎的な成立性が確認され、Pu 試験が計画中である。

【サンプル分析】1F 廃止措置の技術開発に必要な燃料デブリの機械的特性や化学的特性等の分析ニーズが整理される一方、1F サイトに隣接した放射性物質の分析・研究施設（大熊分析・研究センター）の建設や、X 線 CT やトリプル四重極プラズマ誘導結合質量分析装置等の最新の分析技術開発が進められている。

表１　燃料デブリ性状に関する主な課題

項目	主な課題
線量評価	- 事故進展過程における線量強度の三次元分布 - デブリ取出時の燃料デブリの形態変化・移行等に伴う作業地点の線量強度の経時変化 - 核燃料物質の含有量、Eu の帯同性、Cs 放出率
臨界評価	- 燃料デブリの冠水・冷却状況 - 燃焼度と燃料デブリの化学組成の位置依存性 - ^{155}、^{157}Gd、ホウ素、鋼材、コンクリート成分の均質性 - 粒径、密度、含水率、開/閉気孔率、熱特性 - デブリ表面で軽水からホウ酸水への置換時間 - FP ガス（Xe、Kr 等）放出割合と放出速度 - 中性子吸収材との親和性（短期～長期、化学的安定性、物理的帯同性）
収納・保管	- 水の濡れ性、水切り特性、乾燥特性 - 水素ガス発生挙動 - 収納缶内での長期変性挙動 - 収納缶との長期両立性 - 迅速なデブリ分別技術と判定基準（構造物、工具等）
処置	- 溶解性、均質性、FP 放出挙動、プロセス成立性
サンプル分析	- サンプル取出し位置と事故進展解明との相関 - サンプルの代表性（ミクロ⇔マクロ） - 機械的特性（材料健全性の評価）、化学的特性 - 気中取出し時の FP 放出挙動
長期変性挙動	- 循環注水冷却による An/FP 等の浸出・移行挙動 - 各位置（PCV、RPV、S/C 等）の環境条件（放射線環境下、pH、陰イオン濃度等）に応じた浸出・移行挙動 - 物理化学的特性や微細構造・相構造等の変化
その他	- デブリ取出し作業の安全ガイドラインの策定・指針

【長期変性挙動】事故炉の燃料デブリについて、自己照射損傷や熱応力による機械的破損、気中における長期変性挙動、浸出挙動等が観測されている。挙動評価に重要なサンプルの均質性や代表性、表面性状に加え、放射線環境下の影響も考慮した模擬デブリや使用済燃料からの核種の浸出挙動が調べられている。

3. 燃料デブリの性状に関する課題の抽出

上述の技術開発状況を踏まえ、燃料デブリ性状に関する課題を抽出した。その結果を表１にまとめる

*Kinya Nakamura[1], Yasushi Nauchi[1], Akihiro Suzuki[2], Junji Matsunaga[3], Kuniyoshi Hoshino[4], Yoshiharu Sakamura[1], Yuya Takahashi[5], [1]CRIEPI, [2]NFD, [3]GNF-J, [4]Hitachi-GE, [5]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session

[1G_PL] Current status and issues on the implementation of clearance (1)

Current status and study for clearance of contaminated materials in Japan
Chair:Minoru Okoshi(JRIA)
Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room G (A37 -A Building)

[1G_PL01] A review of approaches to setting the dose criteria for clearance

*Haruyuki Ogino[1] (1. CRIEPI)

[1G_PL02] Current status and issues of the implementation of clearance in Japan

*Kimiya Ishii[1] (1. FEPC)

[1G_PL03] Explanation of the Guidelines for Moving out of Contaminated Commodities from the viewpoint of Clearance

*Makoto Hashimoto[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2018年秋の大会

バックエンド部会、保健物理・環境科学部会　合同セッション

クリアランスの現状と課題(1) —わが国におけるクリアランスの現状と検討状況—

Current status and issues on the implementation of clearance (1)
Current status and study for clearance of contaminated materials in Japan

（1）クリアランスにおける線量規準の考え方

(1) A review of approaches to setting the dose criteria for clearance

荻野 晴之
電力中央研究所

1. はじめに

ある物質の放射能濃度が極めて低く、一般的な再利用・再使用による線量が自然界の放射線レベルと比較して十分小さい場合には、人の健康に対するリスクが無視できると判断できる。この判断により、当該物質を放射性物質として扱う必要がないとして、放射線防護に係る規制の枠組みから外すという考え方を「クリアランス」という。クリアランスに用いる線量については、自然界の放射線とリスクの関係から、国際的な議論を経て、「年に 10 μSv のオーダーあるいはそれ以下（of the order of 10 μSv or less in a year）」という線量規準がもたらされている[1]。

本発表では、クリアランスの概念が成立するための前提条件を整理した上で、国際放射線防護委員会（ICRP）の刊行物を中心に、クリアランスにおける線量規準の考え方をレビューする。

2. クリアランスの概念が成立するための前提条件

放射線防護に関する規制の範囲を定めるための概念として、規制除外、規制免除、クリアランスという３つのアプローチがある。規制除外とは、制御できない被ばくなどをそもそも規制の範囲外とすること、規制免除とは、ある条件を満たす放射線源をあらかじめ規制の対象から除いておくこと、そして、クリアランスとは、ある条件が満たされれば、規制されていた物を規制の枠組みから外すことを指す。下記に具体的な例を挙げる。

１つ目の規制除外の代表例は、地上レベルでの宇宙線や体内に含まれる K-40 から放出される放射線による被ばくである。これらの被ばくは規制を通じた管理に本質的になじまないことから、規制範囲の対象外としている。これが規制除外の考え方である。

２つ目の規制免除の代表例は、グロースターター（蛍光ランプを短時間に自動的に点灯するための小型の放電ランプに使用されている）に封入されている Pm-147 や Kr-85 といった少量の線源である。社会における利便性を考え、放射線安全上の極めて小さい線量を考えれば、これらを規制から離して社会の中で有効に利用していく方がメリットが大きい。さらに、これらを全て規制することは実質的に不可能であり、そこに莫大な社会資源や資金を投入するより利便性を求める方が社会の利益となる[2]。これが規制免除の考え方である。参考までに、文部科学省放射線安全規制検討会の資料[3]によれば、グロースターターの国内年間販売数量は2億個を超えており、国内で規制が免除されている密封線源の実に7割以上を占めている。

３つ目のクリアランスの代表例は、原子力施設の解体に伴って大量に発生する有価物（コンクリートや金属など）の再利用である。当然ながら、高いレベルの放射性物質を含む場合には、放射性廃棄物としての適切な管理が施される必要がある。しかし、解体に伴って大量に発生する物のある割合は、放射能濃度が極めて低く、再利用・再使用による線量が自然界の放射線レベルと比較しても十分に小さいことから、人の健康に対するリスクが無視できる場合がある。これらの有価物までも放射性廃棄物として扱い、莫大な社会資源や資金を投入することは循環型社会形成促進の観点から適切でなく、防護が最適化されず、その行為は正当化されない[2]。これらを規制の枠組みから外すことがクリアランスの考え方である。参考までに、旧原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会の資料[4]によれば、110 万 kW 級の沸騰水型軽水炉

（BWR）や加圧水型軽水炉（PWR）の廃止措置に伴って発生する 1 基あたりの廃棄物等の量は、低レベル放射性廃棄物に相当する物が約 1 万トン、放射性物質として扱う必要がない物が約 50 万トンと推定されている。

3. クリアランスにおける線量規準

クリアランスに用いる線量については、自然界の放射線とリスクの関係から、国際的な議論を経て、「年に 10 μSv のオーダーあるいはそれ以下」という判断規準がもたらされている。以下に、自然界の放射線との関係とリスクとの関係という２つのアプローチについて整理する。

3-1. 自然界の放射線との関係

放射線は自然界にも存在しており、世界平均では実効線量換算で約 2.4 mSv（国連科学委員会 2008 年報告[(5)]）、日本平均では約 2.1 mSv（原子力安全研究協会 2011 年報告[(6)]）の個人線量を与えていると評価されている。公衆の個々の構成員は、国内のある場所から別の場所に移動する場合、自然放射線による被ばく量の違いを一般には考慮しない。したがって、自然バックグラウンド放射線の変動と比べて小さい線量レベルは、“些細な線量”と見なすことができる。この考え方に基づいて、自然バックグラウンド放射線の 1～数%のオーダー、すなわち、年に 20～100 μSv が提唱されている（ICRP Publication 104 [(7)], 67 項）。

3-2. リスクとの関係

放射線防護に限らず、一般に、10^{-5} の年死亡リスク（1 年間あたり 10 万人に 1 人が死亡するリスク）の軽減に自らの資財を投入しようとする人はほとんどおらず、さらに一桁低くなって、10^{-6} の年死亡リスク（1 年間あたり 100 万人に 1 人が死亡するリスク）のレベルともなれば、対策を講じようとする人はさらに少なくなる（ICRP Publication 104 [(7)], 67 項）。このような年死亡リスク（y^{-1}）から年線量（Sv y^{-1}）に換算するためには、疫学研究から求められるリスク係数（Sv^{-1}）を用いる必要がある。

ICRP では、Publication 46[(8)]（1985 年）において、当時のリスク係数であった 10^{-2} Sv^{-1}（厳密には致死性のがんについて、1.25×10^{-2} Sv^{-1}）を用いて換算し、10^{-6} のオーダーの年死亡リスクに相当する線量が年に 0.1 mSv（100 μSv）のオーダーとしている。そして、ある個人が複数（最大でも 10）の線源から重畳して被ばくを受ける可能性を考慮し、単一の線源に対して、年に 10 μSv のオーダーという一桁切り下げた線量規準を示している。

リスク係数は疫学研究の進展によって変化するものである。事実、1985 年当時のリスク係数もその後変更されている。例えば、全集団に対する名目リスク係数で見れば、1990 年勧告[(9)]では 6.0×10^{-2} Sv^{-1} となり、2007 年勧告[(10)]では 5.5×10^{-2} Sv^{-1} となった。リスク係数の変更が“些細な線量”の判断に与える影響について、米国放射線防護審議会（NCRP）レポート 116[(11)]（1993 年）で議論されており、変更は不要との結論が出されている。根拠は、変更されたリスク係数を用いてあるリスクレベルに対応する年線量を計算すれば、以前よりも約 1/5 から 1/4 の値になるが、“些細な線量”はリスク係数による計算だけに基づいたものではなく、線量としての大きさや、線量や健康影響の検出の困難さなども考慮して定めたため、とされている。

4. まとめ

本稿では、クリアランスに用いる線量である「年に 10 μSv のオーダーあるいはそれ以下」という判断規準が、自然界の放射線との関係とリスクとの関係という２つのアプローチに基づいて定められていることを、ICRP 勧告を中心に紹介した。クリアランスや規制免除を巡る議論では、規制を要しない線量という側面だけに関心が集中してしまいがちであるが、どのような背景からそのような概念が発展したのか、成立条件と併せて正しく理解しておく必要がある。また、クリアランスレベルの導出にあたっては、「年に 10 μSv」という単一の値が使われていることから、「年に 10 μSv のオーダーあるいはそれ以下」にある“オーダー”の意味合いが薄れてしまい、あたかも厳密に遵守することが必要な数値規準として受け止められていることも多いように見受けられる。クリアランスレベルの遵守は放射線測定や放射化計算等によって確

認し、複数核種の寄与割合やクリアランス対象物の放射能濃度分布の均一性などを考慮して判断することになるが、線量規準が元来有する“オーダー”の意味合いに立ち返り、適切な保守性の範囲内で柔軟に運用していくことが重要となる。

参考資料

(1) International Atomic Energy Agency, Radiation protection and safety of radiation sources: International Basic Safety Standards. General Safety Requirements Part 3. No. GSR Part 3, IAEA, Vienna (2014).
(2) 小佐古敏荘, クリアランスレベルの法令取り入れについて（免除・除外・クリアランスとの関連において）, 保物セミナー2004 要旨集 (2004).
(3) 文部科学省原子力安全規制等懇談会, 密封線源に係る免除レベルの法令への取入れについて（案）, 第3回放射線安全規制検討会, 平成 20 年 12 月 11 日, 資料 3-2 (2008).
(4) 原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会, 主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて, 平成 11 年 3 月 17 日 (1999).
(5) United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, UNSCEAR 2008 Report to the General Assembly, with scientific annexes (2010).
(6) 原子力安全研究協会, 新版生活環境放射線（国民線量の算定）, 平成 23 年 12 月 (2011).
(7) International Commission on Radiological Protection, Scope of radiological protection control measure, ICRP Publication 104, Ann. ICRP 37(5) (2007).
(8) International Commission on Radiological Protection, Radiation protection principles for the disposal of solid radioactive waste, ICRP Publication 46, Ann. ICRP 15(4) (1985).
(9) International Commission on Radiological Protection, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 60, Ann. ICRP 21(1-3) (1991).
(10) International Commission on Radiological Protection, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103, Ann. ICRP 37(2-4) (2007).
(11) National Council on Radiation Protection and Measurements, Limitation of exposure to ionizing radiation, NCRP Report No. 116, Bethesda, USA (1993).

Haruyuki Ogino
Central Research Institute of Electric Power Industry

2018年秋の大会

バックエンド部会、保健物理・環境科学部会　合同セッション

クリアランスの現状と課題(1) —わが国におけるクリアランスの現状と検討状況—

Current status and issues on the implementation of clearance (1)
Current status and study for clearance of contaminated materials in Japan

(2) わが国におけるクリアランスの現状と課題

(2) Current status and issues of the implementation of clearance in Japan

*石井 公也[1]，久野 悟[2]，片岡 秀哉[3]，大浦 廣貴[4]
[1]電気事業連合会，[2]中部電力㈱，[3]関西電力㈱，[4]日本原子力発電㈱

1. 概　要

クリアランス制度導入以降、事業者内で積極的にクリアランス物の再利用実績を積んできており、今後再利用範囲も広げようとしている。一方、現時点で廃止措置及び廃止措置準備をしている実用発電用原子炉は 12 基になっている。廃止措置を円滑に進めるためには、クリアランス物搬出先の確保（拡大）は喫緊の課題である。

2. クリアランスの現状と課題

2-1. 現　状

わが国では、2005 年にクリアランス制度を導入し、これまでに測定・評価方法は 4 件認可され、現在 3 件が審査中である。これまでに約 5,000 トンのクリアランス物が測定結果の確認を終えており、テーブル、ベンチ、ブロック等への再利用を行い事業者内での再利用実績を蓄積するとともに、低レベル放射性廃棄物収納容器の遮蔽体への適用に向けて、2015～2017 年度経済産業省の「管理型処分技術調査等事業」として試験研究を行い、事業者内での再利用範囲の幅を広げようとしている。

2-2. 課　題

現在、廃止措置実施中及び準備中の実用発電用原子炉施設は 12 基となり、今後、それらの廃止措置作業が本格化していく。110 万 kW 級 BWR プラントの場合、廃止措置に伴い発生するクリアランス物は約 3 万トンと推定されており（図１）、それらが放射性廃棄物でない廃棄物（NR）に続いて搬出されることになるものの、国内で多量に発生するクリアランス物の搬出先が確保されない場合には、発電所敷地内に蓄積されることになる。そういった状況は、廃止措置が円滑に進んでいる状況であるとは説明できないものである。クリアランス物の利用先拡大に当たっては、それぞれの段階でのクリアランス物に対する理解が必要となっている。

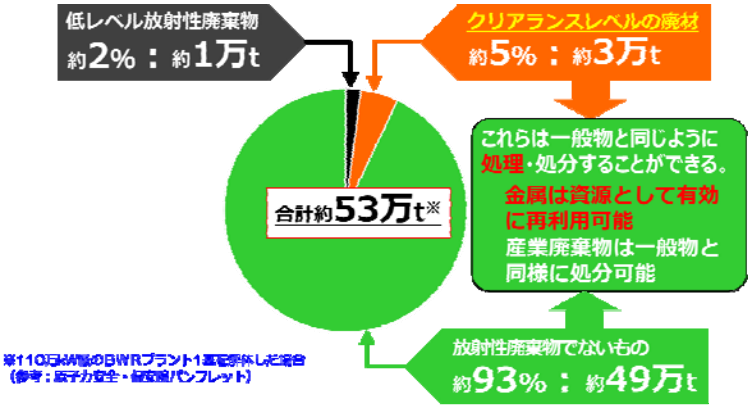


図１　110 万 kW 級 BWR プラントの廃棄物量割合

*Kimiya Ishii[1] , Satoru Kuno[2], Hideya Kataoka[3] and Hirotaka Ohura[4]
[1]The Federation of Electric Power Companies., [2]Chubu Electric Power Co.,Inc., [3]The Kansai Electric Power Co.,Inc. and [4]The Japan Atomic Power Company.

2018年秋の大会

バックエンド部会、保健物理・環境科学部会　合同セッション

クリアランスの現状と課題(1) —わが国におけるクリアランスの現状と検討状況—

Current status and issues on the implementation of clearance (1)
Current status and study for clearance of contaminated materials in Japan

(3) 物品搬出ガイドラインとクリアランス

(3) Explanation of the Guidelines for Moving out of Contaminated Commodities from the viewpoint of Clearance

*橋本　周
原子力機構大洗

1. はじめに

日本保健物理学会放射線防護標準化委員会では、放射性物質による表面汚染を伴う物品の搬出に関する、計画被ばく状況、緊急時被ばく状況、現存被ばく状況のそれぞれに応じたガイドラインを 2016 年に制定した。これらのガイドラインでは、それぞれの被ばく状況において、汚染した物の搬出の可否の判断に係る線量規準を示すとともに、その線量規準に相当する表面汚染レベルの評価を行った。その中では、物品搬出とクリアランスの関係についても言及した。これらのガイドラインの概要について紹介する。

2. 物品搬出ガイドラインについて

物品搬出ガイドラインは、被ばくの状況に応じた「計画被ばく状況における汚染した物の搬出のためのガイドライン」「緊急時被ばく状況における汚染した物の搬出のためのガイドライン」「現存被ばく状況における汚染した物の搬出のためのガイドライン」の 3 種類を制定した。これらは本文と解説、例題の構成としている。ガイドライン本文には、その適用と線量規準を示した。解説では、ガイドラインの背景、考え方､線量規準に相当する表面汚染レベルと実用量について述べており､ICRP や IAEA の考え方との比較、現行規制との適合性、一般的なサーベイメータを使った管理による搬出の可否判断の例示等を行っている、さらに例題において、想定質問に回答する形でガイドラインの適用について解説した。

これらのガイドラインは、日本保健物理学会放射線防護標準化委員会で案が練られ、学会内のシンポジウムや公衆審査を経て制定されたものである。

3. 物品搬出ガイドラインとクリアランス

計画被ばく状況における物品搬出ガイドラインの解説の中で、物品搬出に対するクリアランスの概念の適用について検討を行った。

物品搬出基準については、古くから管理区域管理の一手法として運用されており、その考え方は管理区域内の表面密度管理との関係性でしばしば定義されてきた。しかしながら、物品搬出は、管理区域から非管理区域への物品の移動であり、クリアランスの行為と類似している。そこで、物品搬出基準について、IAEA GSR Part 3 に示されたクリアランスの一般的な規準（Generic Criteria）と比較対照を行った。

IAEA GSR Part3 には、クリアランスに関する一般的な規準は、線量リスクと管理の正当性の 2 点が示されている。物品搬出に伴う線量リスクの評価のために、表面汚染物品の取扱いに係る被ばく線量を計算した。その結果、クリアランス線量規準に相当する表面汚染レベルは、物品搬出基準よりも大きいことが示された。また、物品搬出の運用は、クリアランスの正当性の考え方で説明できた。

以上より、物品搬出はクリアランスの考え方に整合すると考えられた。したがって、物品搬出ガイドラインに示した線量規準は、クリアランスの考え方と整合する値とした。

*Makoto Hashimoto
Oarai Research and Development Institute, Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[1I_PL] Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room I (B33 -B Building)

[1I_PL01] Role and concept of the academic societies standards

*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1I_PL02] Tasks for enhancement in activities of establishment of academic societies standards

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. JANSI)

[1I_PL03] Action of Safety Improvement and Expectations for academic societies standard

*Kenji Murano[1] (1. TEPCO)

[1I_PL04] Potential of academic societies standards in risk-informed and performance-based nuclear oversight program

*Shuichi Kaneko[1] (1. NRA)

[1I_PL05] Discussion

*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

2018年秋の大会

標準委員会セッション

学協会規格の策定と活用の活性化に向けて

Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

（1）学協会規格とあり方

(1) Role and concept of the academic societies standards

*関村 直人[1]

[1]東京大学

1. 標準委員会の活動とその基盤

標準委員会は，原子力安全の確保を目指して公平，公正，公開の原則のもと，学術界，産業界及び国の機関等に広く所属する幅広い分野の専門家の参加を得て，活動を進めている。東京電力福島第一原子力発電所の事故からの多くの教訓を踏まえて，原子力安全の向上を最も重要な目標として，国際的なエクセレンスに学び，我が国の社会経済的環境，国民性，産業構造の変化や技術の発達等を十分勘案し，原子力発電所など原子力に係るシステムや製品，仕組みに関連する基準を原子力標準として随時制定し，それを新たな知見を随時反映して改定していくことが，標準委員会の使命である。

原子力標準は安全性向上に資する最新の知恵の体系であり，真摯な議論を踏まえて，国民が最新の知見を迅速に活用することを可能としている。また原子力安全を最優先として市場競争を行っている産業界は，当該技術が標準化されたことを前提として，比較優位性を生み出す技術開発等に努力を傾け，ひいては原子力安全をより確実にする活動に注力することが可能となる。

2. 学会における標準の策定活動の役割

我が国においてはこれまで，国民の生活の質を確保し，経済社会の安定な発展を支えるため，国の規制機関が要の基準を国家標準として制定し，行政判断に使用してきた。さらに近年では，機能性化として標準策定の活動を学会に委ねる方向が進展してきている。しかしながら今後は，早期に標準の体系を整えることに加えて，新知見の取入れをより迅速に行うようにすることで，技術やニーズの変化に合わせて標準を適正化していく作業を加速し，原子力安全の確保の観点で決して陳腐化が起こらないように努めなければならない。学会における標準の策定活動を通じて，福島第一原子力発電所事故の再発を防ぐことはもちろんのこと，いわゆる安全神話が復活することがないように努めていきたいと考えている。標準委員会としては，原子力安全を担う原子力規制委員会とも緊密な協働の下で，学会が中核となって，全てのステークホルダーから専門家が参画して真摯に議論を深め，優先度を明らかにしつつ，原子力安全の目標を達成するため適正な標準を迅速に策定する役割を担っていく。

3. 学協会規格のあり方

以上のような精神に則り，標準委員会においては構成する委員一人ひとりが専門家として学会の倫理規程を遵守し，公平，公正，公開の原則のもとに原子力安全の向上に資する原子力標準を策定していく。公衆審査を経て制定される標準が，安全性向上を図るために規制機関と産業界において利用されれば，新しい技術的知見を迅速に，また国民の利用に供することにつながる。さらに，これらを国際的な標準として提示していく努力を行うことも学会の役割であり，その実現は我が国の国際技術戦略に加え，福島第一原子力発電所事故後の国際社会における原子力安全に対して重要な貢献となると考えている。

---

*Naoto Sekimura[1]

[1]The University of Tokyo

2018年秋の大会

標準委員会セッション

学協会規格の策定と活用の活性化に向けて

Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

（2）学協会規格策定活動の充実，強化のための課題

(2) Tasks for enhancement in activities of establishment of academic societies standards

*成宮 祥介[1]

[1]原子力安全推進協会

1. 学協会規格策定活動の状況

1-1. 経緯

我が国の学協会規格は，機械学会，電気協会，そして原子力学会においてそれぞれ規格策定の委員会を組織し，20 年以上にわたり多くの規格を発行してきた。そのうち原子力学会では，1999 年に標準委員会が設置され本年で 20 年目を迎える。標準委員会は，原子力安全の確保を目指して，公平，公正，公開の原則の遵守のもとに活動を進めている。産業界と学術界および国に広く所属する各分野の専門家が協働して，我が国の経済的，社会的環境，国民性，産業構造，技術の発達等を十分勘案し，原子力発電所など原子力に係る製品やシステム，仕組みが健全であると識別する基準を，上述のステークホールダーのみならず広く国民に提供することを目指して，合意できるところを原子力標準として制定し，それを最新の知見を反映して改定していくことを使命としている。

2011 年 3 月 11 日の福島第一原子力発電所において発生した過酷事故（以下，福島第一事故）を未然に防げなかったことを標準委員会は反省し，従来，わが国では明確に文書としてはなかった原子力安全の基本的な考え方や，新たに必要となる標準の策定に尽力してきた。特に，深層防護の理解深化，リスク評価の促進，リスクマネジメントの進め方などについて，技術レポートを発行するとともに，公開の意見交換の場を提供し，多角的な活動を積極的に展開してきた。

1-2. 成果（原子力学会標準委員会）

現在までに，延べ 73 件の標準と 12 件の技術レポートを発行し，原子力施設の安全性向上に役立っている。規制審査や規制基準対応として，原子力学会標準に基づく，あるいは参照した申請や報告が行われている。

福島第一事故の教訓と新たに作成された規制基準を受けて学協会規格類協議会では，外的事象やシビアアクシデントなどに関係する規格・標準の策定を優先して取り組んだ。原子力学会では，津波 PRA 標準，PSR＋指針，SAM 標準などを策定した。加えて，2011 年度に原子力安全検討会を設置した。具体的内容については，原子力安全分科会，リスク活用分科会，SS（セーフティー&セキュリティー）分科会を設置し，原子力安全の基本的考え方，深層防護の考え方，リスクの理解と活用の進め方，原子力安全から見たセキュリティーの在り方等について検討し技術レポートとして発行した。

福島第一事故後，7 年が経過し，14 基が改正炉規法適合性審査に適合し，7 基が再稼働を果たし，今後，原子力発電所の再稼動が本格化する段階に入っていく。また，国は IRRS 対応(Integrated Regulatory Review Service)に関連して 2017 年 4 月に再度炉規法を改正し，大きく規制環境が変りつつある。さらに，事業者が原子力発電所の安全性を自ら評価し安全性の向上を図る安全性向上評価届出書が, 3 基から提出されている。これらを踏まえた標準として，次の整備に取り組んでいる。

・IRDIM(Integrated Risk-Informed Decision Making)標準
・PRA 関係標準（地震従属事象などへの拡張）
・廃止措置，再処理や処理・処分等に関する標準

2. 次の展開への課題

2-1. 学協会規格の意義とその具現化

3 学協会（原子力学会，機械学会，電気協会）の規格策定委員会（原子力学会では標準委員会）は，公平，構成，公開の原則で行う規格策定プロセスにより，委員のコンセンサス及び公衆審査を経て学協会規格を策定する。これは原子力施設の安全性向上に役立つものである。原子力施設の安全性向上に関係する諸分野の専門家の集団が学協会の規格策定委員会に集められており，国際的にも広い視野で収集した最新の技術的知見と技術を，適時かつ適切に規格に反映することが出来ることから，規格の策定には，学協会が適切である。学協会の場で，各関係組織が，それぞれの専門性を持ち寄ることで，多種多様な知恵が集合することが可能である。学協会規格は，事業者や施設メーカのものだけではなく，規制にとっても，規制基準や審査の高度化が図れる点で，十分な意義がある。

このような意義を具現化するためには，規格・標準を整備する仕組み，運営体制，専門家人材育成，最新知見の収集・分析・採用の仕組み，関係者の規格・標準への要望の取り込みの仕組み，必要な財政基盤，が存在し,継続して改良されていることが必要と考える。学協会規格の策定活動が開始され20余年の間に，これらのことは構築され確保されてきている。しかし，福島第一事故以降，十分なリソースが向けられてこなかったこと，事故以前とは異なる組織関係（規制と事業者）の時代にあること，国際的に優れた成果を上げている海外の規格の表面的ではなく実行性があるように反映すべきこと，から，学協会規格の整備も，将来に向けて継続していくため，いくつかの課題を解決することに取り組む必要がある。

2-2. 役割を実現していくための課題

課題として，次のことが挙げられる。本年 3 月 8 日に原子力関連学協会規格類協議会，3 学協会規格策定委員会から，連名で発行されたステートメント「原子力安全の向上に向けた学協会活動の強化」で挙げられている強化策から，運営組織にかかる事項を追加して抜粋した。ここでは標準委員会が扱う標準を例にして，まとめているが，他の学協会とその規格においても，同様のことが課題である。矢印に，現時点で標準委員会が取組みを進めている内容を記載する。

1) ステークホルダーとのインターフェイスの改善：
   - 標準委員会の，原子力安全の更なる向上に関する責任，役割，義務についてさらに明確化する。そして，委員会，専門部会，分科会，作業会の委員で共有し認識を深める。
     →標準委員会活動 5 か年計画を制定し，その進捗管理を適宜行うことにより，目標の達成を目指す。
   - 原子力の学協会規格に関連する国内外の民間団体や関係機関との意見交換や連携の充実。
     →学協会協議会を活用し，電気事業者，電気工業会との意見交換を行う。特に，一義的な原子力安全の責務を有する電気事業者の規格標準に関する要望，期待，批判，は各分野において共有できる意見交換とする。
   - 国の規制基準と学協会規格の相互補完関係の構築が重要であることから，規制との意見交換や連携の充実を図る。
     →規制委員会と 3 学協会規格策定委員会委員長との意見交換実施。学協会協議会と連携し，規制庁からの学協会規格策定委員会への委員としての参画を提言，要請。さらに規制庁，エネ庁，学協会協議会との意見交換を検討中。
   - ステークホルダー間の情報共有，信頼醸成を図り，公平，公正，公開の原則の下で機能する学協会規格の場の活用を強く働きかけ，学協会規格の活性化，高度化を図る。
     →標準委員会における標準策定状況を WEB，学会誌などを用いて発信し，各ステークホルダーからの意見交換も活発に出来るように，検討中。

2) 緊急度や重要度に応じた優先度に基づく学協会規格整備計画の見直しと策定活動の推進：
   - 標準委員会における策定審議プロセスの高度化。反対意見，審議の公開，などの審議要領の改善。
   - 既存規格については規制による技術評価に迅速・適切に対応すると共に，要件等のタイムリーな反

映など規格の維持・改善に努める。

・安全性向上諸対策，その達成に関して得られた新知見の学協会規格への反映を，安全重要度や学協会規格へのユーザーの要望等を基に優先度を見極めながら推進する。
→学協会協議会傘下に，3 学協会から委員を募り，規格標準の体系構造，優先度の検討を開始している。

3) 規格の高度化と品質向上への取組み：

・ＩＡＥＡ等の国際安全基準に一層の目を向けて，これらとの調和を積極的に図る。
→海外の規格策定組織との連携の一環として，ASME/ANS の JCNRM(Joint Committee on Nuclear Risk Management)に JIWG(Japan International Working Group)を設置し PRA 標準の高度化をめざし意見交換を実施中。

・原子力学会標準も含めた学協会規格の体系構造とそれらの連関性を明確にした上で，適切な新知見を迅速に反映できる仕組みを強化して，学協会規格の策定・改定を進める。
→標準委員会では傘下の標準活動基本戦略タスクに，新知見収集・評価 WG を設置し，新知見反映判断指標設定，アンケートによるユーザー意見収集，有識者との意見交換などを検討。

・学協会規格策定の適正なプロセスに関するピアレビューの導入の検討，技術倫理の徹底などを進める。
→学協会協議会が各規格策定委員会（原子力学会では標準委員会）の策定プロセスを，3 件程度の規格標準を対象にしてピアレビューする仕組みを検討中。標準委員会は，毎年，倫理委員会から倫理教育を受け，傘下の専門部会，分科会，作業会へ展開教育も実施している。

4) 運営基盤の強化

・学協会規格策定委員会の運営事務局の適切な体制（人数，専門性）の構築。環境の変化に柔軟に対応できる体制の構築。

・標準策定に必要な知識を持つ人材確保のために，標準策定へ積極的な若手の人材の参画には，委員となることが組織において，あるいは社会から高く評価されることが必要。表彰制度，外部への発信の仕組みを構築。

・標準策定に必要な基本的な知識は，OJT だけでなく，説明資料を整備し説明会を行うなどの組織的な仕組みの構築。

・財政基盤の強化。必要十分な財源が確保でき，将来の変化（事務局人員の増加，標準販売量の減少，など）に柔軟に対応できるよう，収入の増加をはかる。専門部会ごとの標準販売量の比較などを示し，標準制定，講習会実施に積極的に取り組む動機付けとする。

*Yoshiyuki Narumiya[1]
[1]JANSI

2018年秋の大会

標準委員会セッション

学協会規格の策定と活用の活性化に向けて

Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

(3) 自主的安全性向上の取組と学協会規格への期待

(3) Action of Safety Improvement and Expectations for academic societies standard

*村野　兼司[1]

[1]東京電力ホールディングス（株）

1．緒言

2020 年 4 月に施行される原子力規制検査は、事業者はリスク情報を活用しつつ自らの主体性により継続的に安全性を向上させ、規制機関はリスク情報を活用しそれら事業者の活動を監視・評価することを基本理念としている。[1]

施行に先立ち、2018 年 10 月から全国の原子力発電所で試運用が行われることになっており、当社柏崎刈羽原子力発電所はパイロットプラントとして、試運用の中心的存在となる予定であり、各種取組を進めているところである。

本論文では、原子力規制検査の試運用に向けて、事業者の責務である自主的な安全性向上の各種取組について実施･改善状況及び今後の展望､及び関連する学協会規格へ期待することについて述べる。

2．事業者の自主的な安全性向上の活動

原子力発電所においては、運転、保全、放射線管理等の様々な活動を行っており、それら活動は是正措置プログラム、系統監視、構成管理、パフォーマンス指標測定、リスク評価などを通じて自主的に改善することで、より一層の安全性の向上に継続的に努めている。

3．当社の各種取組

3.1 是正措置プログラム

以前より是正措置プログラムを導入し、改善に活用しているが、従来の事象発生後の不適合情報にもとづく是正中心の活動から、事象発生前の劣化兆候や品質未達事項を特定し原因分析・是正する、予防・検知に重点をおいた活動に改善することで、より一層の安全性の向上の実現を目指している。

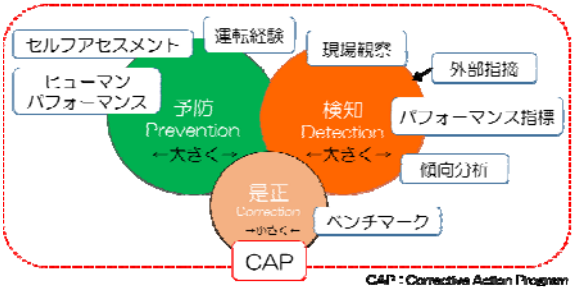


図１　是正措置プログラムの改善

そのため、現場観察、原子炉主任技術者の気付き、検査官や外部機関の指摘等のプログラムへのインプットを開始しており、2018 年 7 月以降、ニアミスや協力企業の気付きもインプットする予定である。

また、インプットの拡充と併せて、分析・評価の強化として、2016 年 10 月、パフォーマンス向上コーディネーターを発電所各部に配置し、毎日のピア会議を通じて、重要度判定、原因分析、傾向管理等をサポートしている。

3.2 系統監視

設備に精通したシステムエンジニアが、系統監視プログラムに基づき、主要系統の監視に着手している。

今後、システムエンジニアの育成を進め、各プラントにおいて重要な約 40 系統を監視することを目指している。

3.3 構成管理

設計要件、実機器、設備図書の３要素の整合を維持・管理することで、各種安全性評価、保全計画立案、改造等を適切に実施することを目指している。

現在、管理すべき設計・設備情報を抽出し、残留熱除去系、高圧代替注水系をモデルケースとして、設計基準文書を作成中であり、更なる整備計画も検討中である。

また、変更時の管理を行う関連図書支援システムを開発しており、今後試運用を行う予定である。

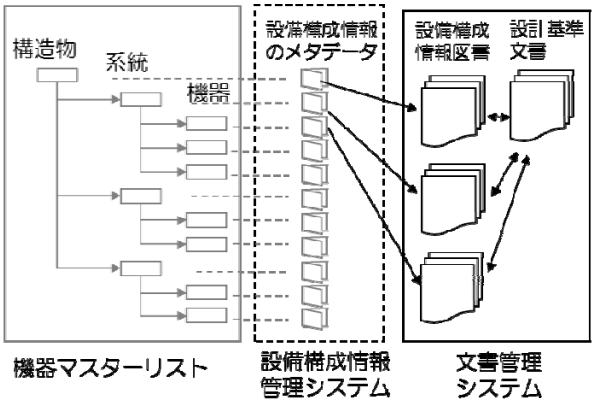


図２ 設計基準文書作成のイメージ

3.4 パフォーマンス指標の測定とレビュー

各種分野においてパフォーマンス指標を設定・採取し、毎月、所長、所内幹部、本社幹部が参加するレビュー会議において、目標値と結果を比較し、あるべき姿に到達するための改善の議論を行い、パフォーマンスの向上を目指している。

今後、原子力規制検査に対応した規制要求項目を採取するとともに、自主的な設定項目も拡充する予定。

図３ 福島第二パフォーマンスレビュー会議

3.5 リスク情報活用

2018 年 2 月、原子力発電事業者 11 社で「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」を取りまとめている（図４参照）。[2] 実施内容の詳細については各社検討途上であるが、今後のリスク情報活用に向けて、現在日本原子力学会で制定準備中である実施基準の発行が待たれるところである。

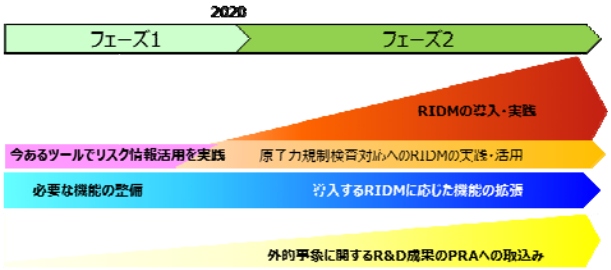


図４ リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン

当社では、フェーズ１の取組として、工事等のリスクを評価した週間リスク予報をとりまとめて工事工程策定やバックアップ対策検討に利用する等、日々実践することで社員への意識定着に努めている。更に、設計管理や運転管理へのリスク情報活用の適用を検討中であり、ＰＲＡ高度化モデルの整備も進めている。このモデルは原子力規制検査でも活用することを想定している。高度化にあたり運転中内的事象モデルを先行しているが、将来的に停止時モデルや外的事象（地震・津波）モデルも整備していく。標準については、停止時モデルや外的事象モデルなどは、日本も独自に研究・検討を行っている部分もあり、今後日本と同様にＰＲＡに取組んでいる欧米各国と連携し、新知見やお互いの蓄積された経験などの情報が共有され、更に標準が高度化されていくことを期待したい。

４．結論

原子力規制検査の基本理念に従い、自主的な安全性向上の取組の拡充を進めている。

現在、原子力規制庁が原子力規制検査の制度検討を続けており、2018 年 10 月には試運用が開始される中で、当社は安全性向上の実績を着実に積み上げるとともに、原子力規制庁の制度検討および試運用に協力していく。

制度検討および試運用を経て、原子力規制検査が効率的でパフォーマンスベースの、より規範的でない、リスク情報を活用したものとなり、事業者の自主的安全性向上の取組をより活性化させることにつながることを期待している。

参考文献

[1] 原子力規制庁検査制度の見直しに関する検討チーム、“検査制度の見直しに関する中間とりまとめ”、2016、p.15.

[2] 原子力発電事業者 11 社、“リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン”、2018.

*Kenji Murano[1]

[1]TEPCO

2018年秋の大会

標準委員会セッション

学協会規格の策定と活用の活性化に向けて
Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

（4）リスク情報活用と安全確保の実績を重視する検査制度における学協会規格の活用

(1) Potential of academic societies standards in risk-informed and performance-based nuclear oversight program

*金子　修一[1]
[1]原子力規制庁

1. 原子炉等規制法に基づく検査制度の改革

2017年4月に成立した原子炉等規制法等の改正法により、原子力施設等に対する検査制度については、大改革が行われることとなっている。新たな検査制度は、従来、安全確保上の影響の大小に関わらず、ともすると形式的な法令違反の確認になりがちであったものを改め、米国で運用されている原子炉監視プロセス（Reactor Oversight Process: ROP）をモデルとして、より安全上の重要性の高い事象に規制資源を集中するものとなるよう、2020年春の新制度の施行に向け、現在、その準備が進められているが、まず、特に学協会規格の活用に関連して重要な事項を挙げておきたい。

1-1. 事業者の主体的な活動の拡大

従来、原子炉等規制法に基づき規制機関が行ってきた使用前検査や施設定期検査などは、その主体が事業者となり、規制機関はその実施を確認する役割へと、安全確保に関する事業者の一義的な責任がより明確化されたものに変わる。これに伴い、事業者の実施する検査に関連する学協会規格の役割や活用方法にも変化が求められるであろうことに加え、事業者が主体的に行う様々な安全確保活動に関する規格・標準についても、その果たす役割が大きくなることが考えられる。

1-2. リスク情報の活用

英語の”risk-informed”は「リスク情報の活用」という訳語で表現されているが、これまで、あらかじめ定められた基準等に対する不適合、違反等を決められた手法で判断する規範的な検査が、定型的な確認に陥りやすかったことを改める際に、規制機関としての判断基準を明らかにする一つの方策がリスク情報の活用である。規制上の判断も含め、リスク情報を活用した意思決定においては、リスクの程度に係る様々な情報が用いられることとなる。例えば、確率論的リスク評価手法（いわゆるPRA）による計算の結果として得られる点推定値やリスクの大小に係る知見などは、その典型的なものであるが、それ以外にも事象の特徴、事業者による回復措置の有無、安全裕度への影響の大小など、定性的なリスクに係る情報も意思決定の重要な要素として用いられる。

このようなリスク情報活用に関しては、確率論的リスク評価を行う際のツールに係る標準、リスク評価のプロセスなどの意思決定に係る規格など、多様な視点での学協会規格の活用が期待される。

1-3. 安全確保の実績を反映する規制運用

今回の検査制度改革の大きな柱となるもう一つの価値観は、英語で”performance-based”と呼ばれる「安全確保の実績を反映する」規制の運用である。安全確保の実績を表す指標としての活用が予定されている安全実績指標（Performance Indicator: PI）の導出をはじめ、事業者において把握・整理する安全確保の実績をどのように共通化し、評価を可能とするかなどについても、学協会規格をはじめとした標準の整備・活用が期待される。

1-4. 品質管理に係る要求範囲の拡大

検査制度改革の法律改正の際には、同時に、保安のための業務に係る品質管理に必要な体制についても、その対象範囲が拡大されており、これに対応した技術基準の改正が準備されている。具体的な内容として

は、事業者の行う検査の独立性、調達管理の充実、設計・建設段階などへの適用など、より品質管理の質を高めていく必要のある事項や追加的に要求されることとなる事項などが含まれている。

こうした品質管理に係る事項については、日本電気協会が作成・管理している規格をはじめ、事業者の行動の規範となる学協会規格の策定・充実が期待される大きな領域である。

2. 学協会規格と新たな検査制度との関係

原子力規制委員会では、規制運用に学協会規格を活用する際に、技術評価を行った上でのエンドースを通じて、直接に該当規格が活用できるようにする手法を有しているが、必ずしもこのエンドースを受けたものだけが技術的に有効であるということを意味している訳ではない。事業者が学協会規格を活用しつつ、様々な安全確保のための活動を行っている場合に、規格の内容を参照しつつ、当該活動の妥当性を評価するという手法もあり得るであろうし、実質的な安全上の妥当性の一部を規格への適合性を通じて確認するという手法も採りうるものと考えられ、検査制度がこれまでより柔軟なものとなることとの関係で、様々な学協会規格の活用方法を追求することができる。

今後の学協会規格の検討・制定・改定については、このような視点も踏まえ、安全確保のための活動を行う事業者の現場において、より活用する意義の大きいものであるかどうか、すなわち規格・標準への適合が実質的な安全性の確保・向上につながる効果を有するものであるかどうかを、強く意識したものであることが期待される。規格・標準の活用が現場の安全性の向上をもたらし、それ自身が規格・標準の活用を促すとともに、原子力安全規制の運用においても評価され、安全確保の現場と規制、そして学協会規格のそれぞれが相乗的に安全性向上への効果を上げていく姿を理想とするならば、新たな検査制度は、まさにその実現をより身近にするものと受け止めることもできる。

3. 今後の取組

新たな検査制度が施行されるまでの約 1 年半の期間、そしてその後制度を運用しながら改善を進めていくことも含め、事業者、規制機関の双方において様々な活動の変更を行っていく。事業者においては、前述のような規制の変化に対応する一環として、改善措置活動（Corrective Action Program: CAP）の充実など、日々の事業活動の実務を大きく改善していくことも予定されており、これらに対応した学協会規格の検討も課題の一つであると言える。現在、事業者、規制機関、学協会間相互の対話を行う環境は整っており、今後、さらに現状や課題に対する認識の共有とこれに対応するための議論・検討を進めることが極めて重要である。

今回の日本原子力学会における議論も、その一助として機能し、継続的に建設的な議論・検討を行うことを自らに課したい。

---

*Shuichi Kaneko[1]

[1]Nuclear Regulation Authority, Japan

(Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room I)

[1I_PL05] Discussion

*Naoto Sekimura[1] （1. Univ. of Tokyo）

我が国の原子力安全の向上のための課題を最新の知見の活用と社会の理解を得て進めていくためには、規制、事業者、研究機関、メーカ等が共通に持つ技術基盤として、公正、公平、公開の原則で策定された学協会規格類（規格と原子力学会標準）の活性化が重要な役目を持つ。標準委員会は、学協会規格類の策定・活用の活性化・強化を関連組織が行うためのフレームワークとその中での原子力学会の役割について意見交換し、今後の課題解決への体制や方法などの実現に資してもらうことを目的とする企画セッションを開催する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Human-Machine Systems Research Division

[1L_PL] Applications of Robotic Technology to the Operation and Maintenance of Plants

Chair:Akio Gofuku(Okayama Univ.)

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room L (D12 -D Building)

[1L_PL01] Current Status and Issues of Rescue Robots

*Fumitoshi Matsuno[1] (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL02] Development and Applicability of Snake-like Robots

*Tetsushi Kamegawa[1] (1. Okayama Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2018年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

プラント運転・保守へのロボット技術の適用

Applications of Robotic Technology to the Operation and Maintenance of Plants

レスキューロボットの現状と課題

Current Status and Issues of Rescue Robots

*松野　文俊

京都大学

1. はじめに

日本では、1995 年の阪神淡路大震災や地下鉄サリン事件を契機として、大都市直下型の地震や地下街などの閉鎖空間にける NBC テロ災害などを想定して、大学の研究者を中心にレスキューロボット開発が進められてきた[1]。海外では、2001 年にハイジャックされた旅客機がニューヨークの世界貿易センタービルに突入するというテロが発生した。この 9.11 テロの現場から、軍用ではあるが遠隔操作ロボットを使って遺体を発見する成果を挙げた。また、欧州の原子力発電所を積極的に進めていた国々では、事故時に備えて原子力災害対応ロボットが開発・配備されてきた。日本でも 1999 年に発生した東海村 JCO 臨界事故直後に、原子力災害対応ロボットが政府主導で開発されたが、開発のみに留まっており、実運用には至らなかった。2011 年に日本で発生した東日本大震災では、陸海空のロボットが実災害現場で使用された。その後も、福島第一原発の現場では、人が立ち入ることが不可能な建屋内外の情報収集に国内外のロボットが用いられ、現在でも様々なロボットが現場投入のために開発されている。本稿では、これらの背景を踏まえて、災害対応ロボットの今後の課題と、今後の展開に関して考えてみたい。

2. 東日本大震災の経験から見えてくる課題

2-1. 政策的課題

2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災は地震動や津波による被害さらには原子力発電所の事故が折り重なった巨大複合災害であり、日本で災害対応ロボットが適用された初めての大災害となった[2][3]。発災後約一カ月の 4 月 6 日に福島第一原発の瓦礫処理に大成建設・鹿島建設・清水建設の無人化施工機械（バックホウ、クローラダンプ、オペレータ車、カメラ車）が導入された。無人化施工機械は 1993 年の雲仙普賢岳の噴火に始まり、2000 年の有珠山噴火、2004 年新潟中越地震などの多くの災害復旧工事での適用実績がある。これは、国土交通省が普賢岳における土石流対策のための土木工事を遠隔で行うためのシステム開発を継続し運用してきた成果である。現場での実運用を通じて得られた知見を開発にフィードバックする体制を継続的に支援してきたからこそ、福島第一原発での成果につながった。次いで、4 月 10 日には Honeywell 社製の無人ヘリコプタ T-Hawk が導入され、1～4 号機原子炉建屋、タービン建屋およびその周辺の撮影を行った。また、4 月 17、18 日には iRobot 社製の Packbot が原子炉建屋内の放射線量・雰囲気温度・雰囲気湿度・酸素濃度の測定を行った。Packbot は建屋内の 1 階部分の情報収集には成功したものの、階段を登ることができず建屋の 2 階以上の情報収集ができなかった。その後、6 月 24 日に千葉工業大学・東北大学などが開発した Quince が 2 号機に投入され、原子炉建屋地下に水位計センサを投入することに、そして 7 月 8 日には 2 号機原子炉建屋の 2 階以上でダストサンプリングを収集することに成功している。

ここで、これらの活動における課題について考えてみたい。事故後の原子炉建屋内は強い放射能が予想され、ロボットに搭載されている電子機器やセンサ類の耐放射能性を十分検討する必要がある。電子機器

*Fumitoshi Matsuno

Kyoto University

はビット反転する可能性があり、CCD カメラや LRF などのセンサはいずれ使用不可能になってしまう。耐性が無い場合には何らかの措置を講ずる必要があり、福島第一原発の対応では準備に時間を要した。実は、1999 年に発生した東海村 JCO 臨界事故が起こったことを受けて、国がプロジェクトを設置し、短期間に多くの技術者が心血を注いで放射能災害対応ロボットが開発された。しかし、製作しただけで、ロボットシステムの運用やメンテナンスや改良に必要な予算が計上されず、技術者たちもそのプロジェクトから離れざるを得なかった。せっかく培った技術や知見が消えて行ってしまった。無人化施工機械の成功例を見ても研究開発を継続し、現場での運用実績を積み重ねることが重要であることは明白である。

さて、次に米国のレスキューロボット開発に関する状況を考えてみたい。国防高等研究計画局（DARPA）は軍で使うための新技術開発および研究を行っている国防総省の機関である。例えば、インターネットは DARPA からの予算支援を得て開発され、それが民用に転用されて広く普及し、現在ではインターネットが無い世界は考えられないまでになった。米国では、ロボットに関しても同様なシナリオで研究開発が進められている。戦場に人間が行く代わりに、ロボットが戦場に行って戦うのであれば、国民の理解が得られる。また、軍がロボットを調達するので大きな市場が形成され、ビジネスとして企業が商品としてのロボットを開発販売する。さらに、ロボットを実現場である戦場で使って課題を抽出し、開発にフィードバックし、それをまた戦場で使う。このような開発・実証実験・改良のループを回すことができる。これに対して日本では、50 年に 1 度程度しか起こらない大地震による大規模災害のために多額の予算をつぎ込んでレスキューロボットを開発することは民間企業では不可能であり、市場は存在していない。市場が無ければ企業が参入できず、志をもった大学の研究者がレスキューロボットを細々と研究開発し、災害現場へも訓練を積んでいない研究者が出動しロボットを運用するしかない。これでは、研究開発が進むはずがない。平常に使っているロボットシステムが緊急時にも使えるというシナリオで市場を創出する、あるいは消防や自衛隊にレスキューロボットを配備するなど、政府主導で研究開発を加速させる必要がある。東海村 JCO 放射能臨界事故後の原子力事故対応ロボットの開発が、運用までを視野に入れて実施されなかった失敗を反省し、研究開発の支援を継続的に行うことおよび現場での実運用を可能とするようなファンディング制度が必要である。

東日本大震災においてレスキューロボットを用いた災害対応支援のための日米の合同チームが結成されたときに、なかなか公的な機関からの要請が出ず、米国チームの来日が遅れた経緯がある[4]。即時の受け入れが可能なような制度の設計が必要である。また、活動予算に関しても直後からの支援は重要である。海外からの支援を受け入れる場合に、協調活動をスムーズに進めるためには、システムの統合や情報の共有が容易なようにプロトコルを国際的に標準化しておく必要がある。また、次節で技術的課題としても述べるが、無線通信に関して有事には特定の周波数帯の使用や商用で許可されている微弱な電波のパワーの増大を認めるような法整備も必要である。

2-2. 技術的課題

大規模災害現場ではライフラインや通信網など社会基盤システムが大きなダメージを受け、使用可能な情報インフラが限られているという想定をしなくてはならない。災害直後にテンポラリにロバストな通信インフラを構築することは重要であり、大きな課題である。通信方式に関して、有線通信は確実であるが、移動ロボットの運動の制約になる。陸上のロボットではケーブルをロボット本体に搭載して手繰りだす方式が取られているが、本体重量の増加を招いてしまう。実際、福島第一原発の事故対応でもケーブルのトラブルにより建屋内に取り残されたままのロボットも存在する。無線通信の場合には、アドホックネットワークなどが適用されているが、ホップするごとに伝送量が減少してしまうなど問題がある。また、通信と同様に、エネルギー供給に関しても、有線と無線（バッテリ駆動）のトレードオフがある。災害現場でのエネルギー源の確保も大きな問題である。

原子力発電所の事故の様な災害現場では、放射能の影響を考えた耐放射線性を付与する必要がある。また、尼崎の列車脱線事故やトンネル内の事故など、火気による爆発の危険性がある場合には、防爆性能が要求される。このように、防塵防水に始まって防爆や耐放射線性など耐環境性についても重要な課題である。

無人ヘリは上空からの情報収集には非常に有効な手段であり、福島第一原発の被害状況を上空から把握することができた。しかし、運用が容易な小型の無人ヘリは強風下での飛行が困難であり、建物の壁などの近くでは安定な飛行は難しい。航続時間も 30 分程度であり、適用に大きな制約が課される。航続時間を延ばそうとすると大容量のバッテリを搭載する必要があり、機体重量の増加を招く。ここにもトレードオフの問題がある。効率の良い（軽量で長時間持ち、急速充電が可能な）安全なバッテリの開発が急務である。また、屋外での無人ヘリの自己位置同定は GPS を用いれば精度よく計測でき自律飛行も可能であるが、屋内の自律飛行には SLAM のような自己位置同定技術が必須であり、高精度の自己位置同定を可能とする技術開発が求められる。

東日本大震災において日米の合同チームなどにより水中ロボットを用いた、港の瓦礫の調査・ご遺体の探索・沖合の漁場や養殖場の調査などが実施された。瓦礫などの対象の位置を特定し、地理情報システムに連動させて情報を記録し、その後の瓦礫撤去や養殖施設再生など、あらゆる時期に利活用されることになる。水中でセンシングに有効な物理量は光と音波であり、これらの物理量を用いて水中の対象物の位置を特定することは非常に難しく、精度の高い位置計測装置は非常に高価である。水中での位置同定技術開発も大きな課題である。

さらに、陸海空すべてのロボットに共通するが、ロボットを操作するオペレータの訓練には時間を要することに注意しておく。災害現場は未知の環境であり、人間による遠隔操作が基本である。災害現場を模したモックアップを構築し、実戦さながらの訓練を通して、日頃からの運用やメンテナンスを実施することは、有事にシステムを有効に機能させるための必須の条件である。また、実災害現場でのロボット操作には失敗が許されず、オペレータにかかる精神的および肉体的負担は想像を絶するものがある。オペレータの負荷を軽減化できるインタフェースの開発が重要である。そのために、未知の不整地環境でも自律的に移動や作業が可能な知能に関する研究開発を推進し、半自律機能を搭載していくことも今後の大きな課題である。

現状ではレスキューロボットに期待されている主なタスクは情報収集であり、アクセシビリティーをどのように向上させるかが課題となっているが、今後は移動から様々な作業へと適用できるタスクを広げていく必要がある。さらに、広域災害では情報が錯綜する。携帯電話などによる人間からの情報や固定センサ・レスキューロボットなどで収集した情報など膨大な時空間情報を柔軟にハンドリングでき、災害直後だけでなく復旧復興を経て平時に至るまでを含めたそれぞれの時期に情報を利活用できる情報システムの構築も重要な課題である。

3. 課題解決のために

3-1. 技術的課題解決のためのアプローチ

前章では、東日本大震災でロボットを適用した経験から、主に陸上ロボットと上空ロボットに関して、それぞれの今後に解決すべき課題について考えた。ここでは、まず各々のロボットの長所を活かしながら、欠点をお互いに補完するような空中ロボットおよび陸上ロボットの連携による協調作業について考えてみたい。陸上ロボットは小型無人ヘリに比べ大きなバッテリを搭載することができる。陸上ロボットから小型無人ヘリに有線で給電し、協調移動させることによって、広域の情報を収集することができる。例えば、陸上ロボットとして無人化施工機械を用いれば、不整地環境における走破性にも優れ、劣悪環境でも確実に稼働することができる。小型無人ヘリは有線給電することにより航続時間の問題は解決でき、上空からの広域な情報収集が可能となる。さらに、小型無人ヘリからの俯瞰映像は陸上ロボットの操作性向上に大きく寄与する。小型無人ヘリには風やケーブルの動きが本体への外乱として働くので、外乱の影響を抑えるロバストな制御系設計が必要となる。さらに、陸上ロボットと無人ヘリとの協調制御における、遠隔操作システムの開発が重要な課題となる。

また、大規模災害では陸海空の大量なロボットを現場投入することにより、一部のロボットが故障しても、全体としての機能を落とすことなく、ミッションを遂行する方策も考えられる。そのためには、異種のロボットで構成された群ロボットを容易に操作する遠隔操作システムが重要である。ロボット数が増え

た場合に、個々のロボットに指令を与えるような集中制御では、システムが破たんすることは容易に想像できる。この場合、群れロボットに対する分散制御システムを構築し、スケーラビリティーを担保することが重要である。

前章での技術的課題でも述べたが、ロボットの構成要素の耐環境性は重要である。例えば、日本で耐放射線試験が実施可能な施設は限られており、これらの環境の充実も重要である。また、宇宙分野では耐放射線性に関する知見や経験が蓄積されており、他分野で得られている情報を共有することも重要である。

災害は二度と同じものが起こらないと言われている。どのような環境にでも対応できるような万能ロボットを構築しようとすると、現状の技術レベルではシステムが肥大化し運用面での問題だけでなく、結局役に立たないロボットシステムとなってしまう。多様な災害に対して臨機応変に対応できるように、現場でセンサやアクチュエータを適切に挿げ替えたり、システムを容易に組み替えたりすることが可能な設計が必要である。ハードウエアおよびソフトウエアをモジュル化し、インタフェースを標準化することにより、柔軟なシステムを構築することが重要である。ロボットの標準的ミドルウエアとして ROS (Robot Operating System) が広く使われており、全世界の研究者のアルゴリズムやソフトウエアなどの知見を共有できるようになってきた。日本でも、同様な目的で産総研が中心となり RT ミドルウエアの開発普及に努力がなされている。このような、国際的な標準化と技術共有が重要である。

3-2. 実用化のための実証実験

災害の実現場でロボットシステムを運用する経験は滅多にできない。その経験不足を補うためには、実寸大の仮想的な災害現場による実災害を想定した訓練が重要である。米国テキサス州の Disaster City には、FEMA の全米最大のレスキュートレーニング施設である様々な災害を想定した模擬フィールドが用意された広大な訓練施設がある。残念ながら、日本では、これほど大規模な訓練施設はなく、今後このような施設を設置し、レスキュー隊員・レスキュー犬・レスキューロボットなどの訓練に有効活用されることが望まれる。

日本から生まれた国際的なロボット競技会であるロボカップにおいて、ロボカップレスキュー実機リーグが 2001 年から実施されており、現在では世界大会のほか各国でロボカップオープンが開催されている。この競技会は、災害空間を模擬した実寸大のフィールドで、開発したロボットシステムを用いて、被災者を含めた環境情報を如何に正確に多く収集できるかを競うものである[4]。本競技のフィールドは米国国立標準技術研究所(NIST)が主導して設計されている。NIST は米国ホームランドセキュリティ省からレスキューロボットの評価方法を標準化するプロジェクトを受託し、国際標準の策定を行ってきた。この評価方法は、本競技を長年実施して蓄積された知見を基盤として、Disaster City などを利用したロボットの評価実験における多くの隊員たちの協力のもと試行錯誤を経て、構築されている。したがって、この評価方法には現場のレスキュー隊員のニーズが反映されており、将来的にはここで構築された評価方法がレスキューロボットシステムの調達での重要な役割を担うことになる。レスキューロボットリーグにおいて、この評価方法の基盤をなすフィールドを採用することにより、競技を通して現実的な課題に解を与える技術が養われるとともに、評価方法も洗練されていくことになる。

一方、米国では国防高等研究計画局（DARPA）がロボティクスチャレンジとして、福島第一原発の事故の様な災害を想定した、ロボット競技会を企画・開催した[7]。これは、ヒューマノイドロボットが車両を運転して現場に向かい、ドアを開け、不整地や階段を走破し、バルブを回すなどの作業を遂行するシナリオで実施された。日本では軍事技術開発を支援する DARPA が主催するロボット競技会へ、DARPA から予算支援を得て出場することに対抗があり、大学からの参加は認められなかった。2013 年に米国フロリダ州で開催された予選には、世界各国から 16 チームの参加があり、日本から参加した、大学発ベンチャーの SCHAFT が一位で通過した。しかし、SCHAFT は Google に買収されたため、本選には出場していない。2014 年に経済産業省と米国国防総省の合意に基づき、NEDO がこの DARPA のロボティクスチャレンジに大学チームが参加できる枠組みを急遽作って、日本からは 5 チームが本選に参加した。2015 年に米国カリフォルニア州で開催された本選では、世界各国から 25 チームの参加があり、韓国の大学 KAIST で開発されたロボットが優勝した。実施されたタスクは、車の運転・車から降りる・ドアを開けて建物中に入る・

壁の弁を開ける・電動ノコギリで壁に穴を開ける・事前には知らされていないタスク（1 日目はスイッチ切り替え、2 日目はコンセント引き抜き）・瓦礫乗り越え・階段を上る、であった。また、通信には帯域の制約などの不定期な外乱が設定されており、不確実な情報インフラを前提としたシステム開発の重要性も意識された競技会のルール設計になっていた。

このような災害現場を模した実寸大の模擬フィールドでロボットを運用することは、非常に重要な経験である。特に、米国のように軍用ロボットの転用といった研究開発シナリオが成り立たない日本では、実環境での運用の機会が限られており、開発研究の加速にこれらの模擬フィールドでの実証実験は必須である。また、災害対応ロボットのみでは市場形成できない日本では、平常時に使っているロボットシステムが災害時にも活用できるというコンセプトで研究開発を推進する必要がある。そのような観点で、橋梁やトンネルなどのインフラ点検やダムや河川の保守管理や火山の観察調査などに有用なロボットシステムを開発・実用化することを目的とした戦略的イノベーション創造プロジェクト(SIP: Strategic Innovation promotion Program)などにおいて現場での実証試験が実施されている[5][6]。また、内閣府が進める革新的研究開発推進プロジェクト(ImPACT: Impulsing PAradigm Change through disruptive Technologies)では、災害現場で有効に働く、タフなロボットを開発するタフロボティクスチャレンジが実施されている[7]。さらに、東京オリンピックに合わせて、WRS(World Robot Samite)が開催される予定で、①BtoB 中心の分野（ものづくり、農林水産業・食品産業分野）、②BtoC 中心の分野（サービス、介護・医療分野）、③インフラ・災害対応・建設分野の 3 分野で競技が設けられる予定である。③の分野では、プラント点検、プラントの中の人の発見・救助などが利活用シーンとして想定されている。その会場として福島県浜通り地域に災害現場や実プラントを模擬したテストフィールドの建設が進められている。

4. おわりに

本稿では、東日本大震災の経験から見えてくるロボットシステムの政策的および技術的課題とそれらの解決のアプローチについて考えてみた。東日本大震災における福島第一原発の事故は人類史上最悪の事故であり、その廃炉には 30-40 年に歳月が必要と言われている。これは、我々の世代だけでは解決できない未来への大いなる負の遺産である。この課題を次世代の人たちに託していかなければならない。その意味でも、経験や英知の伝承のために次世代を担う人材育成は非常に大切である。安全で安心に暮らせる災害に強い文化や社会を築くためには、俯瞰的に物事をみることができ、的確な判断をすることのできる人材育成も必須である[8]。なお、本稿は筆者の原稿（[9]「災害対応ロボット特集号によせて」、ロボット、No. 235, pp. 1-6, 2017）に手を加えたものであることを申し添えておく。

参考文献

[1] 松野文俊，阪神淡路大震災を振り返って，日本ロボット学会誌，Vol. 28, No. 2, pp. 138-141, (2010).
[2] 特集号　震災対応　レスキューロボットの活動を振り返って I，日本ロボット学会誌，Vol. 32, No. 1, pp. 1-41, (2014).
[3] 特集号　震災対応　レスキューロボットの活動を振り返って II，日本ロボット学会誌，Vol. 32, No. 2, pp. 91-161, (2014).
[4]田所諭, ロボカップレスキューロボットリーグ, 日本ロボット学会誌, Vol. 27, No. 9, pp. 983-986, (2009)
[5] 特集号　次世代インフラ用ロボット現場検証 I, 日本ロボット学会誌，Vol. 34, No. 8, pp. 491-528, (2016).
[6] 特集号　次世代インフラ用ロボット現場検証 II, 日本ロボット学会誌，Vol. 34, No. 9, pp. 571-607, (2016).
[7] 特集号　タフ・ロボティクス, 日本ロボット学会誌，Vol. 35, No. 10, pp. 695-734, (2017).
[8] 特集号　廃炉措置のための遠隔操作技術開発と人材育成, エネルギーレビュー, Vol. 35, No. 2, pp. 6-25, (2015)
[9] 特集号　災害対応ロボットの適用，ロボット（日本ロボット工業会誌），No. 235, pp. 1-45, (2017)

2018年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

プラント運転・保守へのロボット技術の適用

Applications of Robotic Technology to the Operation and Maintenance of Plants

ヘビ型ロボットの開発と応用性

Development and Applicability of Snake-like Robots

*亀川 哲志

岡山大学

1. 緒言

生物の蛇を模倣して高い機能性を発揮するヘビ型ロボットの研究開発が進められている．我々もこれまでにいくつかのヘビ型ロボットを開発し，多様な移動形態を実現してきた[1][2][3]．特に我々はヘビ型ロボットの移動形態として螺旋捻転運動に着目している．螺旋捻転運動による移動方式では，ヘビ型ロボットが全体で螺旋の形状になり，その状態において体軸まわりに捻転する運動を生成して移動する．この移動方式ではヘビ型ロボットが螺旋形状になっているため，円柱状の環境に対して有効となることが期待できる．例えば，一般に配管内検査ロボットとして考案されているような配管内部で能動車輪を突っ張って移動するものに比べ，ヘビ型ロボットの豊富な自由度を生かして，より複雑な環境に対して柔軟な対応をすることが期待できる．そこで，我々は大規模プラントなどの配管検査においてヘビ型ロボットを活用することを目指し，これまでに螺旋捻転運動を用いて配管の内外に沿って移動させるヘビ型ロボットを実証したり，曲管に対応した移動方式として曲螺旋捻転運動などへの展開を行ったりしてきた[4][5]．しかしながら，ヘビ型ロボットを実環境で具体的なタスクを遂行するロボットシステムにしようとすると，単にヘビ型ロボットの移動方式を研究するのみならず，ロボットのハードウェアのさらなる改良や高機能なセンサとの統合が必要不可欠である．そのため，我々は革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）のタフ・ロボティクス・チャレンジ（TRC）にて，配管検査を行うヘビ型ロボットの実現にむけて，センサとの統合や遠隔操作に必要なユーザインタフェースとの統合を行ってきている[6]．本稿では，ImPACT TRC にて開発中のヘビ型ロボット（太索状プラットフォーム）について成果の一部を紹介する．本プロジェクトでは，いくつかのヘビ型ロボットプラットフォームが開発されているが，本稿で紹介するのは，車輪非搭載のハイパワータイプと呼ぶものである．

2. ヘビ型ロボットプラットフォーム

2-1. ハイパワータイプ

図 1 に，ImPACT TRC で開発中の車輪非搭載ハイパワータイプのヘビ型ロボットと，そのシステム図を示す．ロボットは全長約 2.0m，質量約 9.0kg である．ロボットの外周には，ロボットと配管との間の摩擦力を高めるために（株）水内ゴムに製作を依頼した独立気泡のスポンジゴムリング（硬度 15°）を装着している．スポンジゴムリングの幅は 25mm，外周直径は 115mm，厚さは 15mm である．

ロボット全体を制御する PC や電源は外部の設置されており，これらの機器への接続のためロボット後部から外径 10.4mm，長さ約 10m のハイフロン被覆の 6 芯×15AWG のケーブルが接続されている．また，螺旋捻転運動時にケーブルの撚れを解消するために，ロボットの後部にソルトン社製のロータリコネクタ rotary630 を搭載している．ロボットの先頭には，配管内をモニタするためのカメラとして GoPro 社製 HERO4 Session を搭載している．また LED の照明として，SheIngKa 社製 LED Light を搭載している．カメラ映像は無線通信により転送されオペレータの手元にあるモニタ（Apple 社製 iPad Air2）あるいは操作用 PC のユーザインタフェースに映し出される．

このヘビ型ロボットは，ピッチ軸とヨー軸とが交互になるように屈曲する関節を直列に配置して構成されており，合計 20 個の関節を持つ．ここで関節を駆動するサーボモータには ROBOTIS 社製 Dynamixel

MX-106 を採用している．サーボモータ間の接続には通常 Dynamixel の純正品のアルミフレームが組み合わされて使われるが，予備実験においてこの部材が塑性変形したため，新たに SUS304-CP の材質の 1 枚ものフレームを特注で設計製作した．Dynamixel はある程度の数であれば電源線と信号線を直列に接続して使用することができるが，20 個を直列につなぐと電源から離れるにしたがって電圧降下が起こったり，通信速度に制約が生じたりする．そこで，サーボモータ 2 個につき 1 個のマイコン(MCU)を搭載したり電源を並列に供給したりしている．マイコンには THK 社製 SEED MS1A を使用している．また，ロボットは超小型 USB シリアル変換モジュール AE-FT234X を接続したマイコンで独自に構成した USB-CAN converter を介して PC と通信を行っている．また，IMU センサを搭載したマイコンがロボットの先頭付近に搭載されている．すべてのマイコンは共通の CAN バスに接続されて通信が行われている．

ロボットへの電源として，定格出力電圧 48V，定格電力 1000W の安定化電源である TDK-Lambda 社製 HWS1000-48 を使用している．この 48V の電源を DCDC コンバータで適切に電圧変換して，ロボットの各機器へと電力を供給する．サーボモータに対しては COSEL 社製 CDS4004815 を介して 15V の電源が供給され，マイコンには COSEL 社製 CBS2004812 を介して 12V の電源が供給されている．ロボットの運動計画を行ったりデータを記録したりするための PC がロボットに接続されている．また，PC には家庭用ゲーム機のコントローラが接続され，オペレータはこれを用いてロボットを操作する．現時点では，オペレータはロボット先頭のカメラ映像や PC 上に表示されるロボット関節角度などの内部状態を見ながらロボットを遠隔操作するようになっている．

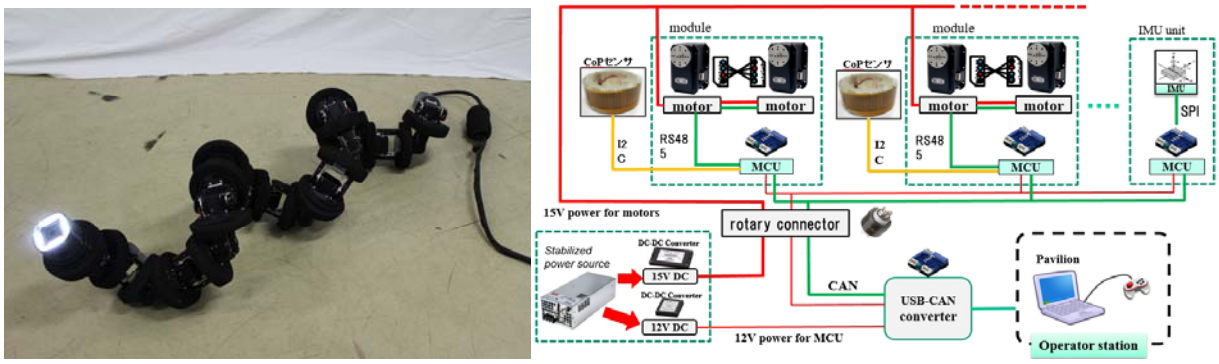


図１　ヘビ型ロボット（ハイパワータイプ）とシステム図

2-2. 接触圧力センサ

ヘビ型ロボットの体幹に接触センサや圧力センサを取り付けて，環境認識を行ったり，ロボットの運動へのフィードバックに利用したりする研究例がいくつか報告されている．しかしながら，3 次元運動をするヘビ型ロボットのためにロボットの全周の接触圧力を測定することのできるセンサを実装したヘビ型ロボットの研究例はこれまでにない．

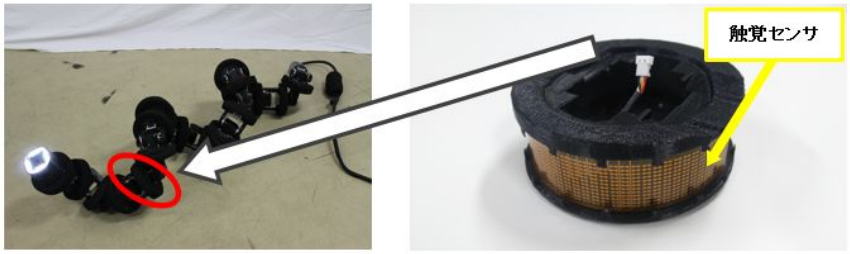


図２　ロボット全周の圧力を測るセンサ（CoP センサ）

本プロジェクトでは，ロボット全周の接触圧力を測定することのできるセンサとして CoP (Centor of Pressure)センサをヘビ型ロボットに実装した．CoP センサは圧力によりセンサ内部の抵抗値が変化して，測定する電圧値が変化し，その電圧値から総電流量（圧力の大きさに関係する）と圧力の重心位置を計算す

ることができる．CoP センサはシート状であるので，様々な曲面に装着することができる．本稿のヘビ型ロボットのサーボモータには円柱状のパーツを装着しており，その円柱状のパーツの曲面に CoP センサを貼り付けることでヘビ型ロボットにセンサを実装している．CoP センサの外観を図２に示す．CoP センサは２層構造になっており，これが円柱状のパーツに半周ずつ取り付けられている．

2-3. 音響位置推定センサ

ヘビ型ロボットを配管内検査に適用する場合，ヘビ型ロボットが配管内のどこにいるのかを知ることができれば，検査の際の画像情報などを配管の位置情報と紐づけて記録することができ，大変有用である．我々は本プロジェクトにおいて，音響センサを用いた配管内自己位置推定システムをヘビ型ロボットに搭載することで，この機能を実現する．音響位置推定センサにおいては，配管入口にスピーカを設置し，位置を推定する場所にマイクを取り付ける．これにより，スピーカが音を発してからマイクに到達するまでの時間を参照信号との到達時間の差を用いて計測し，配管入口からのマイクのまでの距離を推定することができる．またマイクを取り付けた部分の姿勢を検出するためにジャイロと加速度センサによる慣性計測ユニット（IMU）もマイクの付近に取り付ける．これにより，マイクの取り付けの向きを測定して，配管がどちらの向きに延びているかを推定する．これらの情報を組み合わせて，配管入口からの距離を求めるだけでなく，配管の地図を作ることができる．

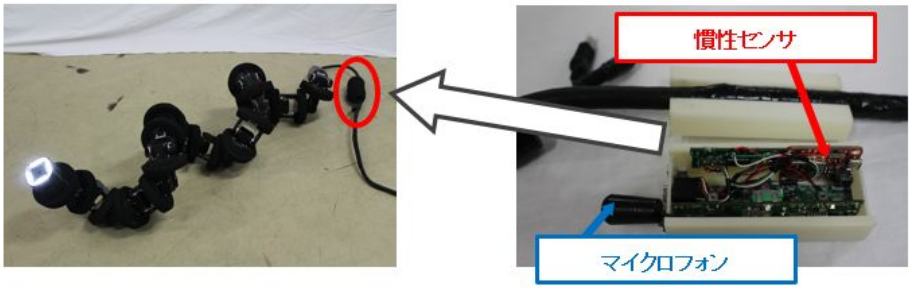


図３　音響位置推定センサ

図３にマイクや IMU を含む音響センサデバイスをヘビ型ロボットの後部に取り付ける様子を示す．音響センサデバイスは USB で信号処理用の PC と接続される．そのため，USB ケーブルをヘビ型ロボットのケーブルと並走して取り付けている．音響センサを用いた自己位置推定のソフトウェアも Ubuntu14.04 上の ROS indigo にて開発されているが，システムとしてはロボットのシステムと独立しているので，ロボットの制御用 PC とは別の PC で処理を行うこともできる．

2-4.　統合化ユーザインタフェース

前述のとおり，ヘビ型ロボットの各リンクには全周圧力センサが，最後尾には音響センサと慣性センサを組み合わせた位置推定センサが，先頭にはライトとカメラによる画像センサが搭載されている．また，ヘビ型ロボットの各関節の角度は，サーボモータの機能により取得することができる．音響位置推定センサにより作成される配管地図データにロボットの現在形状を CG で描画したものを加え，さらに，ヘビ型ロボットの先頭に搭載されたカメラにより撮影された写真を配管地図上にマッピングする技術を開発した．

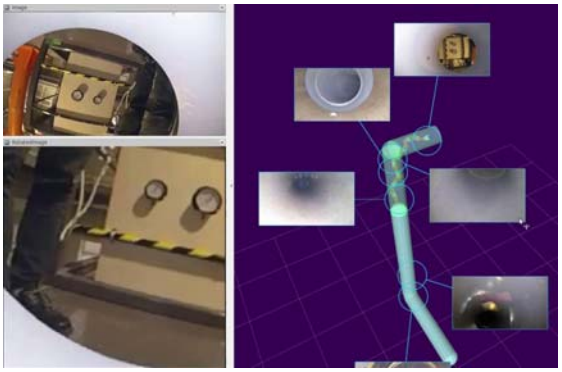


図４　ヘビ型ロボット遠隔操作用統合ユーザインタフェース

図４の右にこの画面を示す．また，ヘビ型ロボットの捻転運動により激しく回転してしまうカメラ映像を IMU で測定した重力方向に対して安定化させるユーザインタフェースを開発した．この画面を図４の左に示す．さらに，配管内でのヘビ型ロボットの現在形状について，目標形状との差分が分かるように２つの形状を重ね合わせて表示するユーザインタフェースと，接触圧力センサで測定した圧力を，位置と大きさが分かるようにベクトル表示してロボットの CG に書き加えたユーザインタフェースも開発している．

3. 実証実験

3-1. 配管内走破実験

本稿で紹介したヘビ型ロボットプラットフォームを用い， ImPACT TRC の評価フィールドにて実証実験が行われた．評価フィールドの外観と配管内を移動しているヘビ型ロボットの様子を図５に示す．配管の内径は 200mm である．配管の構成としては，まず水平に約 2m の直管があり，そこでエルボ管によって垂直な約 4m の直管に接続され，その先にまたエルボ管によって約 0.5m の直管と接続されたものとなっており，全直約 7m である．経路の途中にはゲートバルブが存在しているが，これは本実験においては全開になっている．そのため，途中でヘビ型ロボットの螺旋の半径を小さくするなどの対応をする必要は特にないが，ゲートバルブのゲートの幅の分の溝があり，その溝を構成するエッジ構造が螺旋捻転運動をするヘビ型ロボットにダメージを与える場合があるため，配線の処理などが適切でないと断線などの接触不良が生じ，ロボットの故障の原因となる．

実証実験において，ヘビ型ロボットは下部の配管の入り口から挿入されて，上述の配管の内部を螺旋捻転運動により配管に突っ張りながら走破して，上部の配管出口まで到達できることを確認した．また，その際にヘビ型ロボットに搭載したセンサ情報を取得できていることを確認した．配管出口の正面には模擬的な計器が置かれており，オペレータはロボット先頭のカメラ画像によって計器を目視することができた．

図５　ヘビ型ロボットの螺旋捻転運動による配管内走破

3-2. ダクト内螺旋捻転走破実験

さらに，ImPACT TRC では，ヘビ型ロボットの走破すべき新たな課題として角ダクトが設置された．この外観と図面を図６に示す．ダクトは断面の寸法が 250mm×250mm であり，下部の入り口からロボットを投入する．まず水平な区間があり，それから垂直，水平垂直，最後に水平となって上部の出口に到達する．入り口から出口までの全長は約 4m である．

実証実験において，ヘビ型ロボットは下部のダクトの入り口から挿入されて，上述の配管の内部を螺旋捻転運動によりダクトに突っ張りながら走破して，上部の出口まで到達した．また，その際にヘビ型ロボットに搭載したセンサ情報を取得できていることを確認した．なお，ヘビ型ロボットの形状の制御については，基本的に常螺旋形状を目標形状とし，ダクトが曲がっている部分では，ダクトから受ける外力によってロボットの形状が変化できるように，サーボモータの関節制御の剛性を比較低く設定している．

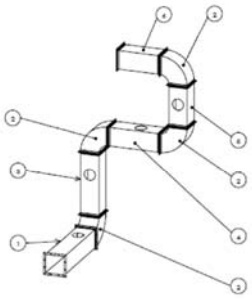


図６　ダクト内走行実験のための模擬環境

4. 結言

本稿では，革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）のタフ・ロボティクス・チャレンジ（TRC）にて開発中の非車輪タイプのヘビ型ロボットを紹介し，本ロボットによって走破可能であった配管やダクトの一例を示した．開発したヘビ型ロボットは先頭カメラのみならず接触圧力センサや音響位置推定センサが統合化されており，統合化ユーザインタフェースにこれらの情報が表示される．本研究ではヘビ型ロボットの冗長自由度を生かした制御方策により，複雑な構造物に沿って移動するロボットが実現される可能性を示した．本稿では紙面の都合により詳細を省いたが，配管の内部だけでなく外部に沿って移動するヘビ型ロボットの実証実験や，防塵防水仕様のヘビ型ロボットの構築もすでに進めている．今後，本研究をさらに進めることにより，実プラントでの点検や検査にヘビ型ロボットを適用することを目指している．

謝辞

本研究は，総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により，科学技術振興機構を通して委託されたものです．本ロボットの開発には，ImPACT TRC 太索状グループの研究成果が含まれています．

参考文献

[1] 亀川哲志，松野文俊：“三次元蛇型ロボットにおける体幹ねじり型移動の解析と GA による移動形態推移時の運動計画”，日本ロボット学会誌, Vol. 21, No.5, pp.509-516, 2003.

[2] Tetsushi Kamegawa, Takaaki Harada and Akio Gofuku : “Realization of cylinder climbing locomotion with helical form by a snake robot with passive wheels”， Proceedings of the IEEE International Conference on Robotics and Automation, pp.3067-3072, 2009.

[3] 亀川 哲志，斉 偉，五福 明夫 : “螺旋尺取り方式を用いて円柱を移動するヘビ型ロボットの提案”，計測自動制御学会論文集, Vol.51, No.1, pp.8-15, 2015.

[4] Toshimichi Baba, Yoshihide Kameyama, Tetsushi Kamegawa and Akio Gofuku：“A snake robot propelling inside of a pipe with helical rolling motion”， Proc. of SICE Annual Conference 2010, pp.2319-2325，2010.

[5] 須原大貴，亀川哲志，五福明夫：“螺旋捻転運動により直管をつなぐ曲管を走破するヘビ型ロボットの実現”，ロボティクス・メカトロニクス講演会 2016 講演論文集，1A1-09b5，2016.

[6] 亀川哲志，斉偉，須原大貴，松田絵梨子，秋山太一，酒井聡志，竹森達也，藤原始史，松野文俊，鈴木陽介，坂東宜昭，奥乃博：“螺旋捻転運動で配管を走破するヘビ型ロボットの開発 ―接触圧力センサならびに音響位置推定センサとの統合と実証実験―”, ロボティクス･メカトロニクス講演会 2017 講演論文集, 1P2-Q02，2017.

*Tetsushi Kamegawa

Okayama Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[1M_PL] Restart and future of research reactors

Chair:Michitaka Ono(GNF-J)

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room M (E11 -E Building)

[1M_PL01] Restart of research reactors at Kyoto University and their current status

*Ken Nakajima[1] （1. Kyoto Univ.）

[1M_PL02] Future experimental reactor physics and nuclear reactor education

*Kengo Hashimoto[1] （1. Kindai Univ.）

[1M_PL03] Expectations and requests for research reactors

*Takanori Kitada[1] （1. Osaka Univ.）

[1M_PL04] Status of projects to restart of JAEA research reactors

*Teruhiko Kugo[1] （1. JAEA）

[1M_PL05] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2018年秋の大会

炉物理部会セッション

研究炉の運転再開と今後
Restart and Future of Research Reactors

（1）京大研究炉の運転再開と最近の状況

(1) Restart of Research Reactors at Kyoto University and Their Current Status

*中島　健[1]
[1]京都大学

1. はじめに

京大の2基の研究炉（研究用原子炉KUR、臨界集合体実験装置KUCA）は、東電福島第一原子力発電所の事故を踏まえて策定された新規制基準に対応するために、2014年より運転を停止していたが、昨年6月KUCAが、また8月にはKURが運転を再開した。本報告では、運転再開までの経緯とその後の研究炉の状況及び研究炉の今後について述べる。

2. 研究炉運転再開までの経緯

2013年12月18日に「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準」（以下、新規制基準）が施行され、同日以降に定期検査を開始した研究炉は、この新規制基準に適合していなければ、運転することができなくなった。KUCA（最大熱出力100W）は2014年3月10日から、またKUR（最大熱出力5,000kW）定期検査を開始し、2014年9月30日に両原子炉施設の設置変更承認申請書を原子力規制委員会に提出し、その後、新規制基準への適合性審査が始まった。約2年間の審査の後、設置変更が承認され、さらに各種の工事、手順書の整備等のために約1年を要し、2017年6月20日にKUCAが最終検査に合格し、翌日より利用運転を開始した。また、KURは2017年8月25日に検査が終了し、翌週より利用運転を開始した。結果的に、両原子炉ともに3年3カ月の間、運転休止となった。この間、共同利用研究が実施できず、また、学生実験等の内容も両原子炉を使用しない範囲に変更するなど、研究及び教育の両面で大きな影響があった。なお、KUCA学生実験では、原子炉を使用しない範囲で実施可能な実験として、未臨界体系での実習に内容を見直した実習を実施したが、その内容は、文科省事業「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」における「未臨界度測定実習」として、現在も実施されている。

3- 運転再開後の現状

2017年度にKUR及びKUCAが利用運転を開始したことから、同年度の共同利用・共同研究の課題数は259件となり、受け入れた研究者数は1,009名（うち、学内68名）となった（課題数、研究者数は、KUR及びKUCA以外の施設を利用した研究も含む）。KURは2月中旬まで、KUCAは3月中旬まで運転を継続し、その後定期検査を開始している。同年度中の利用運転実績は、KURが13週、KUCAは36週となった。また、KURでのBNCT治療研究（医療照射）は37件実施された。KUCAでの実習教育も再開され、全国の大学から162名の学生が参加し、年度末時点での参加学生の累計は4,164名に達している。

なお、KURでは、運転再開直後の9月20日に重水の漏えい事象が発生し、その対応のために、5週間の運転休止となった。また、1月23日には、KUR運転中に安全保護回路のリレー誤作動により、自動停止（スクラム）となり、復旧のため約1週間運転を停止した。運転再開に当たっては、長期間停止していたことも踏まえ、十分な点検等を実施していたが、これらのトラブルにより、多くの利用者に迷惑をかけることとなってしまった。これらのトラブルは、原因は異なるが、原子炉の高経年化が要因の一つであると考えられることから、保全計画の見直しを実施している。

上述のとおり、KUCAは本年2月中旬から定期検査を開始し、7月4日に全ての検査を終了し、7月6日より利用運転を開始している。現在（7月下旬）は、学生実験が実施中である。一方、KURについては、3月中旬から定期検査を行っており、8月下旬より運転再開の予定である。なお、両原子炉ともに、定期検査期間中に工事等があり、定期検査期間が通常より長期化している。

4. 今後について*

新規制基準は、福島第一原発事故の教訓を反映し、多くの面で規制が強化され、また、バックフィット制度の導入により、既設の原子炉施設に対しても全面的な適合を要求している。その結果、運転を再開したKUCA、KURでは、従来よりも厳しい安全管理が必要となっている。また、昨年4月に公布となった原子炉等規制法等の改正法により、3年以内に改正炉規法が施行されることとなったが、この改正では、これまで規制当局が実施してきた各種の検査等を事業者が実施する制度など、事業者の自主的な対応が要求されている。その一方で、大学の予算と人員は毎年削減されており、大学において原子炉施設を維持管理していくことは、非常に厳しい状況になりつつある。特に、KURは運転開始後54年を経過しており、これまでも必要な設備の更新等は行っているが、今後の長期的な運転継続のためには、大規模の設備の更新が必要となる。このような状況を踏まえ、KURについては、将来の使用済燃料の取扱いが不明であることも考慮し、当面の間の運転は継続するが、長期的に運転を継続するのは困難であると考えている。

一方、KUCAについては、人材育成や研究利用を今後も継続し、長期の運転継続を行っていきたいと考えている。そのためには、2026年の核セキュリティサミットにおいて日米合意が得られたKUCA燃料の低濃縮化を進めて行く必要がある。その際には、KUCAの運転ができるだけ中断することのないような工程とする予定である。この燃料低濃縮化により、これまで実施できなかった実験が実施できる可能性もあり、低濃縮化後のKUCAの研究利用については、多くの関係者（特に炉物理関係者）の協力が必要と考えている。

（* 本節の内容は筆者の個人的見解である。）

---

*Ken Nakajima[1]

[1]Kyoto Univ.

2018年秋の大会

炉物理部会セッション

研究炉の運転再開と今後
Restart and Future of Research Reactors

（2）今後の炉物理実験研究と人材育成

(2) Future Experimental Reactor Physics and Nuclear Reactor Education

*橋本 憲吾[1]
[1]近畿大学原子力研究所

1. はじめに

新規制基準適合確認のための３年間の利用停止を経て、2017 年度初頭から近畿大学 UTR-KINKI、京都大学 KUCA, KUR の大学炉が利用運転を再開した。これら試験研究炉を有する大学の教員は、設置変更許可、保安規定認可、品質保証システム再構築、設計工事認可、使用前検査及び施設定期検査等に係る膨大な業務に忙殺されてきた。しかしながら、我々大学教員は、このような厳しい許認可・施設管理業務を、自己目的化することなく、研究・教育の果実を得る手段として受け入れていた。大学炉が利用再開した今、今後の炉物理研究と教育に対して明確で力強い展望を描き実践して行くことが必要である。さもなくば、利用停止の３年間の出来事は空しいものとなってしまう。さあ、研究・教育の種を蒔き、その果実を収穫する時が来たのである。

本発表では、まず、炉物理実験研究の課題について議論する。この本質的な課題を炉物理研究者と広く共有し、打破する道を共に探りたい。また、原子炉分野を専門とする後進の育成と教育についても考えてみたい。私は、生まれながらにして理論や解析が大好きであり、時を得ると理論式の導出や計算コードにのめり込む質である。このような私は、幾度となく、年長の先生達により実験現場に引きずり戻された。KUCA や UTR で沢山の論文を書かせて頂いたが、いまでも理論や解析研究について未練がある。このような未熟な私が炉物理実験研究について論じる資格が有るかどうかは不安であるが、与えられた役回りを果たすこととする。

2. 原子炉物理実験研究の問題と課題

2-1. 炉物理実験研究の衰退と消滅の危機

まず、炉物理実験研究の低調さを具体的に示したい。図 1 は、原子力学会英文論文誌(J. Nucl. Sci. Technol.)に掲載された炉物理分野論文数の推移である。全炉物理分野の年間論文数(黒丸)は、20 本前後で推移しており、同英文論文誌全論文の 1 割強を占めている。国内から投稿された炉物理分野の年間論文数(赤丸)は、10 本強程度で推移している。この論文数が妥当か否かについては、炉物理部会での議論に預けることとする。2015 年については、PHYSOR2014 特別号の出版のため、海外からの投稿による掲載が急増しているが、2016 年以降も海外からの論文が炉物理分野論文の 4 割程度を占めている。同特別号の出版が英文論文誌の知名度向上に資した可能性がある。PHYSOR2014 関係者に感謝したい。

さて、問題の国内から投稿された炉物理実験研究に関する年間論文数(青丸)は、どうにか 2 本程度を死守している状況である。近い将来、英文論文誌上から炉物理実験研究論文が消え失せることも予想させる。英文論文誌創刊時から 2000 年頃までは、旧原研の TCA, FCA、京大の KUCA、東芝の NCA、旧動燃の DCA、及び国内の研究炉等に関する論文が「にぎやかに」掲載されていた。また、ANL の ZPPR のような海外の施設の実験論文も掲載されている。現在、TCA, FCA, NCA, DCA 等の臨界集合体は廃止措置段階にあり、我々が利用できる臨界集合体は KUCA しか残っていない。この貴重な KUCA をいかに有効に活用し、

*Kengo Hashimoto[1]
[1]Atomic Energy Research Institute, Kindai University

研究成果を論文として残していくかが最も重要な課題である。

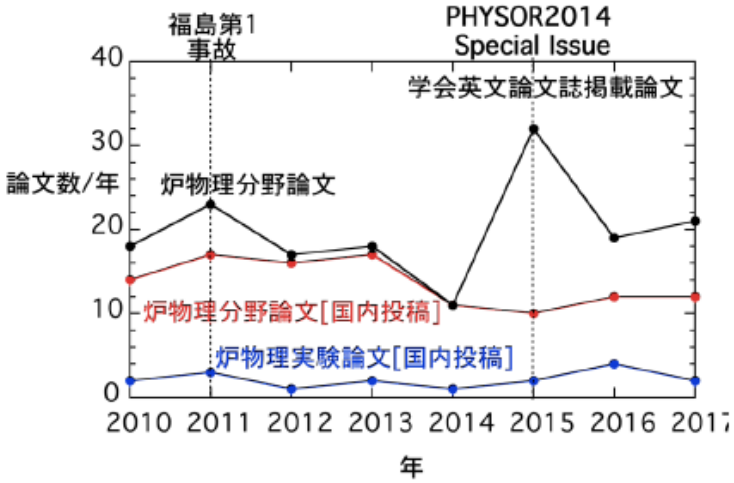


図 1 原子力学会英文論文誌掲載の炉物理分野論文数の推移

次に、炉物理研究者にとって最も重要な原子炉施設である KUCA の共同研究について現状を見つめてみたい。図 2 は、KUCA 共同研究採択数と共同研究者による KUCA 論文数の推移を示したものである。ただし、採択数は実際に運転利用した件数であり、論文数はメジャー3 雑誌(J. Nucl. Sci. Technol., Nucl. Sci. Eng., Ann. Nucl. Energy)掲載論文の橋本による調査結果である。また、共同研究について理解を深める目的から、京大の所員が出版した論文は含めていない。近年の共同研究者による実験研究論文数(赤丸)は、1 本から 2 本を推移しており、依然として、共同研究の維持の観点からは危険水域にある。全国の炉物理研究者の方から、「これではイカン！」との声が聞こえる悲惨な状況である。「KUCA ヘビーユーザ」を自認にている橋本も、「恥ずかしくて孔に入りたい」心境である。このような現状をご存じなかった研究者も多いと予想する。この危機的状況を打破できない限り、実験炉物理、ひいては炉物理の明るい将来は無いと確信している。しかし、残念ながら、この難題を直ちに打開するための妙案は、橋本は持ち合わせてはいない。まずは、年間論文数を採択件数に近づけること、これを達成するためにはマシンタイム 1 週につき論文を 1 本は書くことから始めなければならい。次に、若い有能な共同研究者を誘い込み、共同研究者を増やすことも重要である。

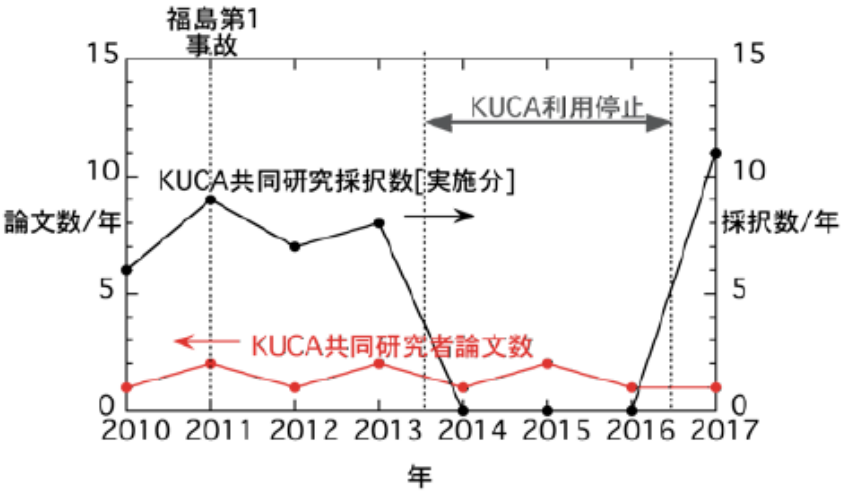


図 2 KUCA 共同研究採択数と共同研究者による KUCA 論文数の推移

2-2. KUCA 共同研究採択数の推移

図 3 に、共同研究開始当初からの KUCA 共同研究採択数と院生実験参加者数の推移を示す。KUCA 共同

研究採択数(黒丸)は、1990 年代後半から減少の傾向が見られる。橋本もこの頃に共同研究から暫く遠ざかった記憶がある。数年後、代谷先生から「共同研究復帰命令」を頂戴し、卞先生の下で加速器駆動未臨界炉の基礎研究を始め、現在に至っている。卞先生の尽力もあって、現在の共同研究採択数は回復傾向にある。図 3 には院生実験参加者数(水色丸)の推移も示しているが、共同研究採択数との間に逆相関が見られるが、双方に因果関係が有るのか否かは不明である。兎に角、院生実験が占めるマシンタイムが将来に亘って減ることはあっても増えることは無いと期待するが、共同研究に割り振られるマシンタイムには制限がある。「共同研究申請は増えて欲しいが、マシンタイムは増やせない」、これは悩ましい問題である。

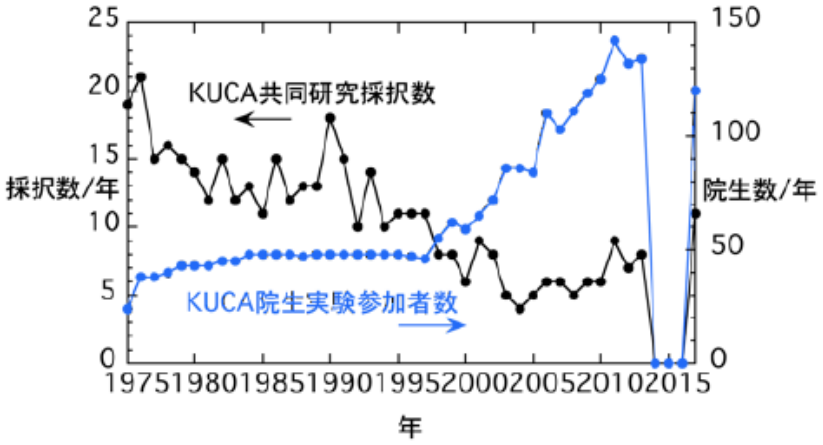


図 3 KUCA 共同研究採択数と院生実験参加者数の推移

3. 炉物理実験研究の明るい将来に向けて

3-1. 共同研究マシンタイムの有効活用

KUCA に限らず UTR においても、共同研究申請を躊躇する理由として、研究者から以下のような意見をしばしば頂戴する。

(1) マシンタイムの制限

KUCA の共同利用マシンタイムは、原則として、課題当たり 1 週間(施設利用は 4 日間)である。UTR の場合は 2 日間という場合もあり、KUCA は恵まれている方であるが。

(2) 法令からの制限

原子炉の利用は、原子炉等規制法等により規制され、施設利用については規制法令内で実施されなければならない。自由な発想を重んじる研究者からは、「あれもこれも法令により無理では研究はできない。」とのお叱りを頂くこともある。少なくとも、炉物理研究者からはこのようなお叱りは無いと思うが、「規制があるのが原子炉研究」であり、だからおもしろいと考えたいのだが。

(3) 使用機器の調達と整備の問題

共同研究においては、原子炉施設の設備・機器の整備については施設側の責任で実行されるが、データ収録システムや解析用機器のような研究資材の調達・整備は共同研究者の責任である。従って、「実験用機材が無いので共同研究はできない。」と言われても、施設側のスタッフとしては困惑するしかないのだが。

(4) 実験手法や原子炉利用の実経験の障壁

実際に原子炉施設を研究利用し種々な実験を適切に実施するには、豊富な実経験が必要である。これらすべてを施設側に期待するのは、共同研究とはいえず、「お任せ実験」と言わざるを得ない。ただし、誰でも最初は未経験者なのだけれど。

(5) 共同研究実験に要するマンパワーの問題

KUCA の共同研究利用では、最低 3〜4 名程度の共同研究協力者が必要である。さもなくば、所員に過大な負担を強いることになる。教員スタッフや大学院生が限られている研究室は、とても困るのだが。

以上のような問題を解決する 1 つの方法は、「相乗り利用」の申請である。例えば、A 大学と B 研究所がそれぞれ相乗りで申請をし､1 週間のマシンタイムを共有する場合も 2 週間のマシンタイムを共有する場合も有りである。この相乗り利用を活用して、橋本は 3,4 週間にわたり KUCA 実験を行ったこともある。相乗り利用は、資材・人材・経験を共有できるので、法規制以外の問題解決とマシンタイム有効活用につながるだけでなく、様々な議論や経験を通して新たな発見や将来の実験計画を生み出す原動力になると確信している。さらに、大学院生にとっては、種々な機材を実際にハンドリングし、他大学の教員や院生と「仕事」を共有し深く交流できるので、真の人材育成には「もってこい！」だと考えている。最後に「院生旅費」の問題だけは残るのだが。現在、共同利用 1 回当たり院生旅費は 1 名までとなっている。教員の旅費は無しにしても良いから、院生旅費を回復・拡充して欲しいと願うのは私だけではないと思うのだが。

3-2. 共同利用施設の多様化

KUCA は、炉物理の共同研究利用の中心となる原子炉施設であること言うまでもない。ただし、KUCA での実験は零出力炉の炉物理実験に制限される。出力炉の炉物理実験はやるべき課題が山積しており興味有る未開発分野であるように思える。隣の KUR を出力炉の炉物理実験研究対象に考えられないか。熱出力は 1MW 程度であるが、出力炉固有の FP の蓄積や熱水力フィードバックも存在する。また、JAEA の HTTR 等の試験研究炉における共同研究も議論すべきではないか。さらに、核分裂連鎖反応に関する基礎研究に限定されるが、近畿大炉 UTR の炉物理実験研究への活用も検討の余地がある。

4. まとめ

現状の問題点のみの列挙に終始してしまったが、当日、炉物理実験研究と院生の教育について会場で議論できることを楽しみにしている。炉物理実験研究の危機的状況を皆さんと共有できれば、この発表はまずは成功と考えている。ただし、炉物理実験研究の低迷を放置すれば、近い将来、炉物理実験を理解する研究者が消滅し、原子炉実験研究の論文は海外の雑誌に投稿せざるを得なくなる。悲しい現実である。

近畿大学原子力研究所のスタッフは、UTR のみならず、KUCA, KUR の共同研究をそれぞれ複数申請し、「やる気満々」である。ただし、橋本は、年齢を考えれば、そろそろ研究の後始末に取りかからねばならぬ時期に至っている。若手研究者の実験研究への挑戦と健闘を祈る次第です。

2018年秋の大会

炉物理部会セッション

研究炉の運転再開と今後
Restart and future of research reactors

(3) 研究炉に対する期待・希望

(3) Expectations and requests for research reactors

*北田 孝典
大阪大学大学院工学研究科

1. はじめに

研究炉に対する期待・希望は、研究炉が果たすべき役割の裏返しといえる。研究炉の役割やあり方については、近年幾つかの検討が行われ纏められており、近畿大学の橋本先生が参画された「日本学術会議」における「研究用原子炉のあり方検討小委員会」の審議を反映し取りまとめた提言である「**研究用原子炉のあり方について**」(平成 25 年 10 月 16 日(*1))や、京都大学の中島先生が参画された「日本原子力学会」における「研究炉等の役割検討・提言分科会」の中間報告書「**我が国における研究炉等の役割について**」(平成 28 年 3 月(*2))が公開されている。一方、「日本原子力学会炉物理部会」においては名古屋大学の山本先生が中心となり「**原子炉物理分野の研究開発ロードマップ 2017 年版**」(平成 29 年 10 月(*3))を 2012 年版から更新する形で取りまとめる過程において、将来の炉物理が目指す姿についての議論がなされており、この中で研究炉の果たす役割について、特に炉物理分野の観点から纏められている。

以上に述べた多くの検討で取り纏められている研究炉の役割において、現状では福島事故以降の研究炉の利用停止に伴い、研究炉でない施設で代替実施する動きもあるものの、研究炉でなければ実施できない事柄が多々あることを踏まえ、炉物理部会の一員として今後の研究炉に対する期待や希望を、施設の一利用者の観点から述べさせていただく。

2. 研究炉に対する期待・希望

2-1. 研究炉の役割

原子炉だけでなくホットラボや加速器などの施設とあわせて運営される研究炉は、多くの分野で学術、科学・技術の発展に必要不可欠な研究基盤施設(*1)である。上に挙げた提言・報告書で述べられているように、これまで日本における臨界実験装置を含む研究炉では、原子力に係る人材育成教育や学術研究だけでなく、がんの放射線治療や医療用同位体の生産などの医療利用、シリコン半導体生産などの産業利用、さらには施設見学利用による一般公衆への啓蒙活動などが行われてきている。つまり研究炉の役割の一つである産業利用や医療利用などの中性子利用は、今後さらに利用対象が拡がることが予想されるものの、ここでは炉物理部会の一員として研究炉に対する期待・希望について述べるにあたり、炉物理に近しい事柄に限定して研究炉の役割について述べることとする。

主として炉物理の観点から見た研究炉の役割としては、大きく「学術利用・エネルギー利用」と「人材育成教育」に分けられる。

①学術利用・エネルギー利用：核データ測定や実験データベース蓄積、計測法開発・制御材開発などの原子力基礎基盤の維持・充実や将来に向けた開発。また燃料材料試験などを通じた燃料高度化・高経年化対応による安全研究。

②人材育成教育：施設を利用した研修や実験教育。施設維持・運転を通じた人材育成。特に原子力新興国を対象とした国際貢献。

学術利用・エネルギー利用を行うことにより、人材育成も行える面があるため、両者は完全には分離できないものの、研究炉利用の主目的としては分けることが出来ると考えられる。

*Takanori Kitada, Osaka Univ. Graduate School of Engineering

2-2. 研究炉に対する期待

「人材育成教育」について、その必要性に異議を唱える人はいないであろう。特に炉物理の人材育成においては「炉物理実験を通じて炉物理を実際に肌で感じ、学習することは大変有意義(*3)」であり、virtual reactor で代用できるものではない。また「原子力システムで発生する様々な物理現象を深く理解(*3)」することが原子力の安全な利用につながるため、人材育成は連綿と進めていかなければならないものである。ただし、研究炉を用いて実施する人材育成において、基礎的な部分は変化しないものの、福島事故以降では廃炉にかかわる人材育成や原子力規制にかかわる人材育成がうたわれるなど、どのような人材が必要であるかは変化しうるものである。どのような変化が起こるか(起こらないか)はわからないため、研究炉には柔軟な対応(設備や運営)が可能であることが望まれる。

もう一方の「学術利用・エネルギー利用」は、現状或いは将来の原子力を見据えた研究開発であり、原子力利用における様々な課題に対する、多様なアプローチによる課題解決を図るものである。原子力に係る研究開発の大枠としての方針は、福島事故以前であれば内閣府原子力委員会が策定していた「原子力政策大綱」(最新は平成 17 年 10 月(*4))に示されていたが、策定されない現状では「エネルギー基本計画」(最新は第 5 次エネルギー基本計画で平成 30 年 7 月(*5))における原子力に関する記述がその役割を担っていると考えられる。最新の第 5 次エネルギー基本計画では原子力の利用を安定的に進めていくための原子力事業の課題として「再稼働や使用済み燃料対策、核燃料サイクル、最終処分、廃炉等」が挙げられており、さらに技術開発の推進においては、「軽水炉技術の向上（過酷事故対策を含めた安全性・信頼性・効率性の向上)」や「放射性廃棄物の減容化・有害度低減」に加えて、「高温ガス炉」だけでなく「小型モジュール炉」や「溶融塩炉」も視野に入れることで戦略的柔軟性を高めるとしている。また炉物理ロードマップ 2017(*3)においては、将来を見据えた「核変換」、「固有安全炉」、「Th サイクル」、「高速炉サイクル」などの研究開発、「核データ」や ICSBEP や IRPhE などの「実験データベース」への貢献、「未臨界」や「核セキュリティ」などに関する実験技術開発が挙げられている。しかしながら、これらで挙げられている研究開発項目は、現時点で考えられているものであり、将来にわたり変化しないはずがない。将来にわたり変化する研究開発ニーズに対応できるよう、研究炉には多様な実験が可能であることが望まれる。

「人材育成教育」で育成すべき人材、「学術利用・エネルギー利用」での利用・実験内容は将来にわたって変化しないとは考えられないため、研究炉には柔軟な対応および多様な実験が可能であること（ありつづけること）が望まれる。さらにこれらの人材育成や研究開発に研究炉を利用することができるよう機関外に広く開かれ、かつ継続的に利用が可能であることが望まれる（全国共同利用や共用促進法(1994 年)による運営が必須と考える)。

3. さいごに

上に述べた期待（願望）を達成するには、研究炉の施設あるは運営上の改造・改良（新設?）を進める必要があると思われる。施設の老朽化や使用済み燃料、運営管理など研究炉は様々な課題を抱えており、一利用者としての期待・希望の実現は容易ではない。しかしながら日本において研究炉が漸減している現状では次世代育成や技術継承にも支障が出てきているはずである。様々な課題があるものの、将来にわたり研究炉が担う役割を踏まえての研究炉に対する期待について、またその実現に向けた方策について、会場で意見交換できれば幸いである。

最後になりますが、各施設がそれぞれの機関で維持管理され、所外利用に供することに多大な貢献がなされていることに対して、あらためて感謝の意を示させていただきます。

(参考文献)
(*1) 日本学術会議、基礎医学委員会・総合工学委員会合同放射線・放射能の利用に伴う課題検討分科会　研究用原子炉のあり方検討小委員会。提言「研究用原子炉のあり方について」(平成 25 年 10 月 16 日)
http://www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-22-t178-1.pdf
(*2) 日本原子力学会　「原子力アゴラ」特別専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会。「我が国における研究炉等の役割について」中間報告書（平成 28 年 3 月）
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2016/siryo14/siryo1-2.pdf
(3) 日本原子力学会炉物理部会　「炉物理ロードマップ調査・検討」ワーキンググループ。「原子炉物理分野の研究開発ロードマップ 2017 年版（RM2017)」(2017 年 10 月)
https://bcp-rpg.jaea.go.jp/else/rpd/roadmap/rm/rpg_rm2017.pdf
(*4) 原子力委員会。「原子力政策大綱」（平成 17 年 10 月 11 日）
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/taikou/kettei/siryo1.pdf
(*5) 「エネルギー基本計画」（平成 30 年 7 月）
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/taikou/kettei/siryo1.pdf

2018年秋の大会

炉物理部会セッション

研究炉の運転再開と今後
Restart and future of research reactors

(4) 原子力機構の研究炉の運転再開に向けた取組状況

(4) Status of projects to restart of JAEA research reactors

*久語 輝彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構の研究用原子炉の運転再開に向けた取組の現状として、原子力科学研究所に設置されている研究用原子炉（JRR-3）、原子炉安全性研究炉（NSRR）及び定常臨界実験装置（STACY）並びに大洗研究所に設置されている高温工学試験研究炉（HTTR）及び高速実験炉（「常陽」）について、平成30年6月末時点での状況を紹介する。

2. 各炉の現状

原子炉安全性研究炉（NSRR）：新規制基準に適合した原子炉設置変更許可を平成30年1月31日付で取得した。5月までに施設定期検査及び使用前検査を完了して、6月28日に運転再開を果たした。

定常臨界実験装置（STACY）：原子炉設置変更許可を平成30年1月31日付で取得した。従来装置の解体と改造工事を行い、平成31年度での運転再開を目指している。

高温工学試験研究炉（HTTR）：原子炉設置変更許可の取得を今夏に見込み、許可取得後、平成31年度での運転再開を目指している。

研究用原子炉（JRR-3）：原子炉設置変更許可の取得を今夏に見込んでいる。許可取得後、耐震補強工事を行い、平成32年度での運転再開を目指している。

高速実験炉（「常陽」）：原子炉設置変更許可について、今秋での補正申請及び審査開始を目指している。

3. 新規制基準への対応

試験研究炉は、熱出力、冷却材の種類等の炉毎の特徴を踏まえて、新規制基準への対応を行っている。

原子炉安全性研究炉（NSRR）：耐震Bクラスであり、基準地震動の想定を要しない。水冷却低出力炉（熱出力換算500kW未満）であるため、多量の放射性物質等を放出する事故（BDBA）の対策を要しない。

定常臨界実験装置（STACY）：耐震Bクラスであり、基準地震動の想定とBDBA対策を要しない。

高温工学試験研究炉（HTTR）：耐震Sクラスであり、基準地震動を想定した安全対策を行う。過去に実施した安全性実証試験のデータを基に、重要度分類を見直し設計を合理化するなどして、耐震補強等の時間と費用を要する対策を不要としている。熱出力10MW以上のガス冷却炉であるため、BDBA対策を行う。

研究用原子炉（JRR-3）：HTTRと同様に耐震Sクラスとして基準地震動を想定した安全対策、水冷却高出力炉（熱出力10MW以上）であるためBDBA対策を行う。今後、設置変更許可を得て、基準地震動等の地震力に対する耐震補強工事を行う。

高速実験炉（「常陽」）：HTTRと同様の対応の他、50MWを上回る熱出力を有するナトリウム冷却炉であることから、原子炉停止系統等の安全機能の信頼性については、発電炉の設置許可基準を踏まえて、同程度の安全性を確保するための対策を講じる。

4. 最後に

福島第一原子力発電所の廃止措置、軽水炉・新型炉の研究、中性子科学研究、産業、医学・治療、人材育成等の多様な利用目的に応えるべく、運転再開に全力で取り組んでいく。

---

*Teruhiko Kugo

[1]Japan Atomic Energy Agency

(Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room M)

[1M_PL05] Discussion

研究炉は原子力の研究・開発、人材育成に役立てられてきたが、福島第一原子力発電所事故後の厳しい新規制基準対応や、施設の高経年化などの課題があり、研究炉を取り巻く環境は近年厳しくなっている。昨年度、大学が所有する研究炉は新規制基準への対応を終え安全審査に合格し稼動を再開した。また、文部科学省では、原子力研究開発基盤として維持すべき施設の検討が開始されている。そこで本企画セッションでは、今後も研究炉を有効に活用するため、研究炉の現状とその将来像を共有し、今後の炉物理実験研究・教育の方向性について議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1O_PL] Communication Activities of Nuclear Operators

Chair:Shoji Tsuchida(Kansai Univ.)

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room O (D25 -D Building)

[1O_PL01] JAEA's Activities about Communication with Local Residents and the Young Generation

*Sweet Potato etc.[1] (1. JAEA)

[1O_PL02] A Study of Energy Literacy among Lower Secondary Students in Japan

*Yutaka Akitsu[1] (1. Kyoto Univ.)

[1O_PL03] Back and forth between "public acceptance" and "risk communication"

*Sinetsu Sugawara[1] (1. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

2018年秋の大会

社会・環境部会セッション

原子力事業者のコミュニケーション活動を考える

Communication Activities of Nuclear Operators

原子力機構における地域住民及び次世代層とのコミュニケーション活動

JAEA's Activities about Communication with Local Residents and the Young Generation

*広報チーム あっぷる[1]，スイートポテト[1]，シュガーズ[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）では、福井県及び茨城県の研究開発拠点において、原子力及び放射線に関する科学的知見に基づいた正しい知識の啓発及び機構の事業紹介を目的として広報チームを発足し、住民目線の分かりやすい広報素材の作成、出張授業、説明会、施設見学対応、地元イベント出展等を通じて原子力機構の拠点各地の地域特色を生かしたコミュニケーション活動を20年以上にわたり実施している。近年は放射線影響や施設の安全性など国民からの厳しい視線の中で、蓄積された経験を活かし丁寧かつ分かりやすい双方向コミュニケーション活動を目指した活動を継続。地域住民の原子力・放射線に関するリテラシー向上と共に立地地域との良好な信頼関係構築に努めてきた。

2. 活動概要（各拠点の地域特色に合わせた取り組み）

(1)福井県敦賀地区あっぷるの活動

福井県敦賀地区の“あっぷる”は、1995年の高速増殖原型炉もんじゅ（以下「もんじゅ」）のナトリウム漏えい事故後、事故の原因究明やその対応に取り組む現場職員の姿を見た女性職員が、「私たちも現場の仲間の役に立ちたい」、「自分たちに何かできることはないか」という思いから有志職員でチームを結成し活動を開始した。ナトリウム漏えい事故後は、信頼回復のため、福井県全域の方々を対象に出前形式の対話活動を展開し、事故の内容やその後の改善状況等について説明を行った。その後も「もんじゅ」の炉内中継装置落下、保守管理上の不備の対応状況の説明に加え、2011年5月以降は東京電力福島第一原子力発電所事故に関する地域の方々の疑問や不安にも答える形で説明を行ってきた（写真1）。

また最近は、原子力機構の事業内容に限定せず、原子力、エネルギー、放射線、放射性廃棄物等、参加者の要望や関心事、年齢層等に応じた資料を準備しての対話活動や、少人数のチームに分かれての意見交換会の時間を設けることで、参加者がより発言しやすい工夫を行っている。

これら活動では、メンバー自身が社内専門家の解説から学び、理解した内容を、自らの表現で伝える事を方針としており、専門的な内容は、イメージし易いようオリジナルのイラストを作成し、身近なものに例えて説明する等、興味関心を持ってもらえるような工夫を行っている。参加者からは、「難しい専門用語が無くて分かりやすい」、「イラスト中心で見やすく親しみやすい」等の声が寄せられている。

写真１：地域の方を対象とした対話活動の様子

さらに新しい試みとして、近隣の大学を訪問し原子力の次の世代を担う学生との対話活動にも力を入れている。

これら1996年から開始した対話活動は延べ380回、参加人数は累計12,181人（2018年6月現在）となった。

(2)茨城県東海地区スイートポテトの活動

核燃料サイクル工学研究所（茨城県東海村）の“スイートポテト”は1996年に設置。ＪＣＯ事故後の住

民の原子力に対する不信感や学校関係者の原子力防災への関心の高まりを踏まえ、地域住民や次世代層を対象とした出張授業やイベント出展活動を 2001 年より開始。さらに 2011 年に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故後は、国民の放射線影響に関する不安や懸念が増大したことから、出張授業の説明に事故による放射線影響等の情報を追加し、地域住民や次世代層の不安懸念に対応しつつ、双方向性を重視した工夫（相手のニーズに沿った内容と進行、質疑応答を多めにとり、積極的傾聴等）を行うことにより、住民自身が考え、適切な判断ができるよう支援を行った。

出張授業では、保育園児を対象とした場合はパペットを使った説明、小中学生を対象とした場合は放射線測定体験や遮へい実験、霧箱観察を行う等、年齢層やニーズに沿った演出と共に体験・体感に重きを置いた授業を展開してきた。

アンケート調査結果では、理解度及び不安解消度が 8 割以上という高評価を得ており、現時点では 4 校が年間行事として原子力学習会を計画する等、身近な放射線・原子力の専門家としての役割を担ってきている。

そして、2001 年に開始した出張授業は延べ 103 回、受講者数 20,014 人（2018 年 7 月現在）となった（写真 2）。今後も子供達や地域の方々との双方向コミュニケーションを重視した活動を展開していきたい。

写真 2：2018 年 6 月 19 日 東海村立照沼小学校での出張授業をもって受講者数延べ 2 万人を達成

(3) 茨城県大洗地区シュガーズの活動

大洗研究所（茨城県大洗町）の“シュガーズ”は 1994 年に設置。地域住民や小中学生を対象に施設見学対応及び原子力防災と放射線に関する出張授業を展開している。主たる活動である施設見学対応では、依頼のあった団体の居住地や年齢層に合わせた説明を行うことで、より理解しやすい説明となるよう心がけている。

特に地元の一つである大洗町では、小中学生を対象とした施設見学会を定期的に開催している（2017 年度は 5 日間で小学生 138 人、中学生 150 人）。この取組みにおいては大洗町教育委員会と連携しつつ、多くの関係者の協力を得ながら、原子力に対する理解促進や科学を楽しむ心を育てる環境づくりに務めてきた。また、地域の学校教育支援として原子力防災訓練教育を毎年実施しており（写真 3）、地域に根差した活動を展開している。

また、結成当初より地元大洗町、鉾田市をはじめ、隣接地域の産業祭にブース出展を行っており、子供から大人まで放射線や原子力に関して楽しく学べるイベントとして、パネルクイズや工作教室を実施している。

写真 3：2018 年 1 月 15 日 大洗町立南小学校での出張授業で測定体験を実施している様子

さらに 2018 年 6 月からは、周辺の原子力事業所と協力して、大洗町主催による小学校 5、6 年生を対象とした放課後科学教室「大洗サイエンスカレッジ」への協力も行っている。これは、大洗町の原子力関連施設に従事する研究者・技術者等の人的資源を活用し、子供達に科学に触れる機会を提供し、日頃体験することのできない楽しさや面白さを感じ取ってもらうとともに、子供達の好奇心と創造性、科学する心を育てることを目指した取り組みである。シュガーズはこれにメンバー全員が講師として授業の運営に携わっている。

また、シュガーズには機構内で初めて男性職員が加わっており、男女共同参画となるメンバーのフレッ

シュな考え・行動もシュガーズの特徴の一つである。今後も実践経験を積み重ねて原子力の理解促進に寄与するとともに、コミュニケーションスキルを有する人材の育成という観点からも、成果が出せるよう日々の活動を行っている。

3. おわりに

上記のように原子力機構が誇る三つのチームは、各拠点の事業内容及び地域性を生かした独自の活動を実施しつつ、分かりやすい説明素材とコミュニケーションに関わる実践的知見を蓄積・伝承し、3 チーム相互の情報共有化を図りながら効率的かつ効果的に展開している。

メンバーはいずれも原子力機構の研究系、技術系、事務系職員によって構成しており、本来業務に従事しつつ、世代交代しながらも 20 年以上活動を継続してきた。それにより、地域住民をはじめ自治体、関係機関等との連携を図りながら、地域住民とそれぞれの地域における原子力機構組織との信頼関係の醸成に努めている。

なお、原子力機構を含め原子力事業者における広報はともすれば、一方向的な情報提供を重視する傾向があった。一方、2000 年以降、欧米で盛んになってきているリスクコミュニケーション（RC）では双方向性やステークホルダーの参画の重要性が提唱されている。そのような流れを受け、原子力機構では住民の方々との双方向性をもつ対話活動にも力を入れるとともに、住民の方々との協働や住民の方々の参画を目指した取り組みについても模索的な取り組みを行ってきている。

これらの取り組みについては、大学や他機関等に対しても積極的に情報提供を行っており、関係者間との連携強化及び人材育成の面からも相乗効果を生んでいると認識している。今後も本活動が原子力事業所におけるロールモデルとして牽引できるよう努めていきたい。

---

*Sweet Potato etc.[1] , [1]JAEA

2018年秋の大会

社会・環境部会セッション

原子力事業者のコミュニケーション活動を考える

Communication Activities of Nuclear Operators

日本の中学生のエネルギーリテラシー研究：米国，タイとの比較調査から

A Study of Energy Literacy among Lower Secondary Students in Japan

*秋津　裕[1]

[1]京都大学大学院エネルギー科学研究科

1. はじめに

2016 年 11 月に発効された「パリ協定」には，途上国を含む全ての国が協調して温室効果ガス削減に取り組むために，国民の意識を高め地球温暖化解決への参加を促す教育の重要性も明記している．エネルギー・環境問題は，技術発展，政策，そして市民参加にかかっている．中でもエネルギー選択にはエネルギーリテラシーが必要となる．リテラシーとは単に知識をいうのではない．リテラシーは書字文化による共通教養であり，今日では教育によって育成される社会的自立の基礎となる公共的教養を意味する[1]．したがってエネルギーリテラシーは，エネルギーに関する課題を社会の中で広く議論するための能力であり，必要な知識や情報を選択，判断し，課題が社会・経済発展のつながりの中で成り立っていることを理解し，関心を持ち，決断，行動へと結びつけていく能力といえる．そしてこの問題に関わるすべての人が備えるものとして，教育によって培われる公共的教養であると言える[2]．

本研究は，効果的なエネルギー教育プログラム開発のための基礎的知見を得るために，米国で開発されたエネルギーリテラシーフレームワークを援用し質問紙調査を通じて，日本の中学生のエネルギーリテラシーの現況並びにその概念構造を調べることを目的としている．次世代のエネルギーリテラシー，すなわちエネルギーや環境問題に関する知識，関心・態度，規範，行動等の様態を知ることは，エネルギーに関する将来社会の姿を知る手掛かりとなるからである．日本の中学生の様態の理解をより深めるために米国，タイの中学生との比較もおこなった．

2. 方法

米国で開発されたエネルギーリテラシーフレームワーク[3]をもとに作成した質問紙 1 編と，社会心理学行動モデルで調査されている質問項目に加えて科学リテラシー，環境問題への関心，批判的思考力の調査項目をもちいて開発した 2 編（内，1 編はタイ用）の質問紙をもちいて，日本は 2014 年 3 月[2]，2016 年 7 月[4]に，タイは 2017 年 3 月[5]にそれぞれ実施した．回収した調査票のうち欠損値なしの有効調査票である 1316, 1070, 635 を分析に使用した．質問項目の内的整合性を調べて妥当な項目選択をし，各項目の難易度，識別性分析をおこなった．集計は，知識関連尺度は 5 つ，あるいは 3 つの選択肢から正答を 1 つ選ぶものとし，正答に 1 点，誤答に 0 点を，またその他の尺度は 5 段階尺度評価とし，本調査が定めた最適とする回答から 5〜1 点を与えこれを数値化し，獲得スコアの割合で分析した．エネルギーリテラシー構造モデリングは，計画的行動理論（Theory of Planned Behavior, Ajzen, 1991）と価値信念規範理論（Value-Belief-Norm Theory, Stern et al. 1999）を援用し，共分散構造分析をおこなった．平均値比較は，マン・ホイトニーの U 検定，クラスカル・ウォリス検定をもちい，相関分析はスピアマンの順位相関係数を求めた．有意差検定は両側検定をおこなっている．また外部要因による構造モデルへの調整効果を分析した（Conditional Process Analysis）．ソフトウェアは，IBM® SPSS® Ver. 24, Amos Ver. 24, PROCESS 2.13.2 for SPSS を使用した．

3. 結果と考察

本調査において日本の中学生のエネルギー関連知識は低く，女子が男子よりも知識，関心・態度，自己有効感において平均値が有意に高かった．さらに，学校教育によるエネルギーリテラシーへの影響の可能性が低い一方で，能動的学習による情報源（例えば書籍やエネルギーに関する展示見学）は，生徒のエネルギーリテラシーへ有意な効果を示した．また，エネルギー教育経験やエネルギー施設見

学経験，さらに家族の態度や行動が，生徒のエネルギーリテラシーに寄与していることが示唆された．日米比較では，日本の中学生の知識は米国よりも高い一方で，関心や自己有効感は米国の方が高く，関心・態度と行動との相関も米国の方が強いことから，日本の中学生の知識の高さは，エネルギーリテラシーにおける関心・態度，行動への寄与が低いことが明らかとなった．

日米比較に現れた知識尺度における相違は，国際的な学力テスト（PISA2012，TIMSS2011）で示される日米の総合的な学力差で説明が可能である．一方，関心・態度，行動尺度における差は，両国の社会規範の相違が表れていることが考えられる．一般に日本人は自己批判的で，受動的勤勉性が高く，米国人は自己高揚的で，自主的選好性が高い[6,7]といわれる．この傾向は母親が子育て期に望む子どもの早期発達の姿にもうかがえ，米国人が言語的自己主張を望むのに対し，日本人は行儀であった[6]．日本人は明治の動乱期から近代社会に至る過程で，与えられた役割を全うするためには努力やその過程にも価値を見い出しこれを重んじ，目標達成には持続性や受動的勤勉性が重要であるといった人間性の方向付けがなされたと考えられる[6,8]．社会が求める人間性は，教育の中でも時間をかけて助長されやがて社会規範となる．一方エネルギーや環境問題のように社会全体で取り組む長期に及ぶ課題は個人の寄与が見えづらく，知識と実際の行動とが結びつきにくいことも検証されている[9]．したがって我が国のエネルギーリテラシー向上には，①社会規範の特性に合ったやり方で，②明確な役割を付与し，役割遂行の努力を評価することで自己有効感を高めることを考慮し，③人びとが互いに影響しあうことで態度や行動に変化がもたらされる社会的介入の視点も取り入れながら，エネルギー問題に対処する新たな価値観を醸成するようなエネルギー教育を積み重ねていくことが肝要と考えられる[2]．

上記で得たデータをもとに，エネルギーリテラシーの知識，関心・態度，行動の 3 領域からなるエネルギーリテラシー概念モデルを共分散構造分析をもちいて解析し，6 つの構成要素（エネルギーの基礎的知識，環境問題に関する知識，危機感，責任感，エネルギー使用意識行動，省エネ行動）でこれを表わした．「エネルギー使用を意識した行動」を媒介とした「責任感」から「省エネ行動」への予測は負の効果となった一方で，「重要性認知（危機感）」からは正の効果であった．したがって，エネルギーや環境に関する知識が省エネ行動と結びつくには，「重要性認知（危機感）」が重要な役割を果たしていることが示唆された[10]．

次に，計画的行動理論（Theory of Planned Behavior, Ajzen, 1991）と価値信念規範理論（Value-Belief-Norm Theory, Stern et al. 1999）を統合して，規範や行動モデル要素を含んだ 9 つの構成要素（エネルギーの基礎的知識，重要性認知（危機感），責任感，個人的規範，行動に対する態度，主観的規範，行動統制可能性，行動意図，省エネ行動）からなるエネルギーリテラシー構造モデルを提案し，このモデル検証と併せて調整変数によるモデルへの効果を調べた．その結果エネルギーの基礎知識が省エネ行動に結びつくためには，このモデルにおいても「重要性認知（危機感）」が要であることが明らかとなった(Figure 1)．さらに，「エネルギーの基礎的知識」が「重要性認知（危機感）」へ寄与するためには，科学リテラシー，環境リテラシー，批判的思考力も必要であること，そして「重要性認知（危機感）」から「行動に対する態度」への効果には，環境リテラシーとエネルギーに関する家庭での会話が寄与していることが明らかとなった[11]．

提案されたエネルギーリテラシー構造モデルの適用可能性と，異なる属性におけるエネルギーリテラシー構造の相違を調べるために，タイと日本の中学生の比較をおこなった．日本はタイよりも「エネルギーの基礎的知識」は高いものの，「責任感」「個人的規範」「行動に対する態度」「主観的規範」「行動統制可能性」「行動意図」「省エネ行動」はタイが有意に高い結果となった．また日本は学年進行にしたがって，知識以外の概念構成要素が低下する認知的不協和の傾向が明らかとなった．日本とタイを統合したサンプルをエネルギーリテラシー構造モデルにあてはめたところ，モデル適用指数は許容できる値を示し，両国とも「エネルギーの基礎知識」と「省エネ行動」の関係は「重要性認知（危機感）」によって強く媒介されていた．タイは，日本よりも周囲の期待（プレッシャー）に応えようとする「主観的規範」の影響がみられた．これは，タイのアイデンティティが仏教に由来し，重要な価値観には，年配者を敬う，自己統制，対立を避ける態度などがあるといわれ，子どもは親や先生に対

して従順であることが良い子とされる[12]．このような規範がエネルギーリテラシー構造にも影響していることが考えられ，「主観的規範」が「危機感」「個人的規範」「行動に対する態度」に強く働きかけていることが示唆された．したがって，タイにおいて求められるエネルギー教育には，生徒が得たエネルギーや環境に関する基礎知識をもとに，これらの課題解決のために自らが考え実行を促すような学習が必要であると考える[13].

4. まとめ

過密な学校カリキュラムの中で，エネルギー教育に許された時間には限りがある．したがって，できるだけ効果的なエネルギー教育をおこなうために，生徒の様態を知り概念構造を理解することは重要である．エネルギーリテラシーを高めるためのエネルギー教育に求められるのは，教育が提供する知識が生涯を通じて省エネや環境配慮のための選択・行動に結びつくことである．そのためには，エネルギー選択が将来に及ぼす影響について生徒自らが認知できるような内容を提供する必要がある．さらに中等教育においても認知的不協和が表出していることから，できるだけ教育の早期段階から児童・生徒にエネルギーや環境に関する課題を提供し関心を持たせて，エネルギー関連施設見学を取り入れながら学習の過程で家庭の参加･協力を得て，ともに価値観を醸成していくことが肝要と考える．

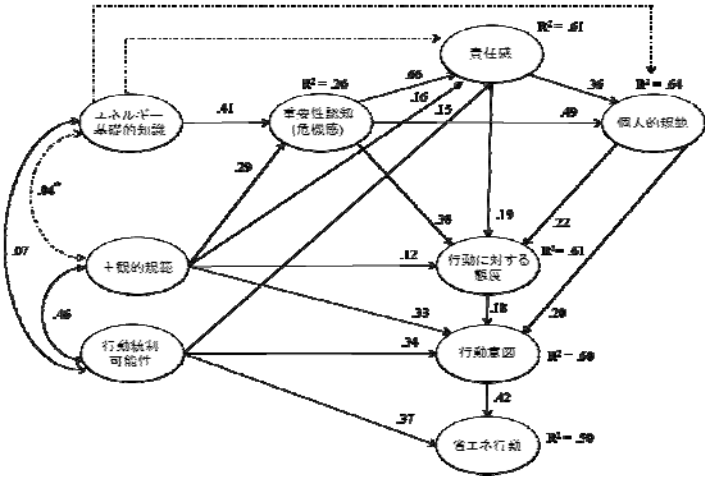


Figure 1. Energy literacy model with standardized coefficients. Non-significant estimates are indicated by the * symbol and dashed lines.
Model Fit Indices: Chi square = 116.670, df = 16, GFI = .978, AGFI = .937, SRMR = .053, NFI = .979, CFI = .982, RMSEA = .077

*Yutaka Akitsu[1]
[1] Department of Socio-Environmental Energy Science, Graduate School of Energy Science, Kyoto University

1 佐藤 学 (2003): リテラシーの概念とその再定義 ＜特集＞公教育とリテラシー, *教育學研究*, 70, pp. 292-301.
2 秋津裕, 石原慶一, 奥村英之, 山末英嗣 (2016): 日本の中学生のエネルギーリテラシー調査 －知識、関心、行動の評価と日米比較, *エネルギー環境教育研究*, Vol.10 (2), 15-28.
3 DeWaters, J. E. (2011): Instrument Development Framework for Energy Literacy, Clarkson University (U.S.) Energy Literacy Assessment Project.
4 秋津裕, 石原慶一, 奥村英之 (2017, 9 月). 日本の中学生のエネルギーリテラシー構造モデル, *BECC JAPAN 2017: 第4 回気候変動・省エネルギー行動会議*, 東京.
5 秋津裕, 石原慶一, 奥村英之 (2017,8 月). タイと日本の中学生のエネルギーリテラシー調査, *日本エネルギー環境教育学会 第12 回全国大会*.
6 東 洋 (1994): *日本人のしつけと教育－発達の日米比較にもとづいて－*, 東京大学出版会, (文京).
7 Kitayama, S., Markus, H. R., Matsumoto, H., Norasakkunkit, V. (1997): Individual and collective processes in the construction of the self: self-enhancement in the United States and self-criticism in Japan, *J. of Personality and Social Psychology*, 72 (6), pp. 1245-1267.
8 森岡清美 (1993): *決死の世代と遺書*, p.205, 吉川弘文館, (文京).
9 Chen, S. J. et al. (2015); .Craig, C. and Allen, W. (2015); DeWaters, E. and Powers, S. (2011); 早渕 (2008);Hu et al. (2013); Lee et al. (2015).
10 Akitsu, Y., Ishihara, K. N., Okumura, H. & Yamasu, E., (2017). Investigating energy literacy and its structural model for lower secondary students in Japan, *International Journal of Environmental & Science Education*, Volume 12 Issue 5 (2017) pp. 1067-1095, Article Number: ijese.2017.072.
11 Akitsu, Y. and Ishihara, K. N.: An Integrated Model Approach: Exploring the Energy Literacy and Values of Lower Secondary Students in Japan, *International Journal of Educational Methodology*, (Under review).
12 Yuenyong, C., Jones, A., & Yutakom, N. (2008). *International Journal of Science and Mathematics Education*, 6; Yuenyong, C. (2012). *Social and Behavioral Sciences*, 46.
13 秋津裕, 石原慶一(2018,8 月). エネルギーリテラシー構造モデルの評価 ―日本とタイの中学生の統合サンプルから―, *日本エネルギー環境教育学会 第13 回全国大会*.

2018年秋の大会

社会・環境部会セッション

原子力事業者のコミュニケーション活動を考える

Communication Activities of Nuclear Operators

「パブリック・アクセプタンス」と「リスコミ」の微妙な関係

Back and forth between “public acceptance” and “risk communication”

*菅原 慎悦[1]

[1]電力中央研究所

1. はじめに

今回の受賞対象2件は、社会の「リテラシー」に係る研究及び実践を行っている方々である。両者とも、教育や啓発活動を通じて、より多くの人々が原子力やエネルギー全般に関する知識を獲得する機会を得、以て「リテラシー」の向上につなげたい、という方向性を共有されている。社会・環境部会常連参加者の諸賢には、上記のような方向性の活動に対する授賞に、疑問を持つ方がいるかもしれない。当部会ではこれまで、「リスク・コミュニケーション」は双方向であるべきで、単なる教育・啓蒙とは違うのだ、社会ではなく専門家の側こそコミュニケーションを通じて変わるべきだと主張してきたではないか、それがなぜ今さら「リテラシー」なのか、それでは従来型の「パブリック・アクセプタンス」と変わらないではないか、と。本発表では、こうした疑問から出発して、「パブリック・アクセプタンス（PA）」と「リスク・コミュニケーション（リスコミ）」の関係性を論じつつ、企画セッションにおける議論の土台としたい。

2. 「PA」と「リスコミ」の峻別？

「リスコミ」とは何か。古典的だが現在もしばしば引用される定義として、全米研究評議会の「健康・安全・環境問題に関する団体間の情報交換と相互作用のプロセス（interactive process）」[1]が挙げられる。また、我が国でいち早くリスコミを紹介した木下は、「対象のもつリスクに関連する情報を、リスクに関係する人々（ステークホルダー）に対して可能な限り開示し、たがいに共考することによって、解決に導く道筋を探す思想と技術」[2]と定義している。この他にも多くの研究者や実践者がそれぞれに「リスコミ」の定義を試みてきたが、その多くに共通しているのが、上記の2つの定義に見られる“相互作用”であり“共に考える”という点である。「相互に」「共に」という言葉で体現される「双方向性」こそが「リスコミ」の根幹であり、これを具えていない活動は「リスコミ」とは言えず、従来型の「PA」に過ぎないのだ、という批判がしばしば展開されてきた。

筆者も、「双方向性」を重視すべきという主張には賛同するし、この点が我が国の原子力に欠けてきたという指摘にも基本的に同意する。また、福島事故後の「リスコミ」に対する注目の高まりとともに、従来よりも「双方向性」を高めようとする工夫（例：「素人」にもわかりやすい説明を可能な限り心掛ける、質疑応答の時間を従来よりも長めにとる、など）が行われており、こうした努力の重要性も否定しない。

さりながら、外形的な「双方向性」のみを基準に、この活動は十分に双方向だから「リスコミ」で、あの活動は双方向性が足りないから「PA」だ、といった峻別を行うことには、それほど意義を見出せない。「リスコミ」の学問的定義は多分に内包的であり、具体的にどのような活動がリスコミであるかを判別する基準としては使い難く、またそうすべきでもないと筆者は考える。むしろ、こうした活動の実践者たちの中で、なぜ「双方向性」が必要なのかという問題認識の次元こそ、より重視されて然るべきと思料する。

複数の主体が“相互に作用し合う”“共に考える”という「リスコミ」概念の背景には、リスク問題に対する唯一解が存在しないからこそ、ステークホルダーがコミュニケーションをとりながら解決を模索していくのだ、という理念の存在がうかがえる。問題に対するアプローチや解が複数存在しており科学的・技術的に一意に定まらない、あるいは技術的な最適解は提示しうるものの倫理・公平性その他の価値と相剋が生じうるといった場合に、技術的にもそして社会的にも受容可能な解は何かを、ステークホルダーを巻き込みながら探していく。その際、技術専門家が重視していなかった価値が見出される、あるいは問題の

捉え方（フレーミング）自体が変わることで、当該問題をめぐる視点や知識がより豊かなものとなり、とるべき選択肢も変わっていく。こうした変容の可能性こそが、「共に考える」の本質的な意義と解せよう。

しかし、我が国の原子力業界におけるこの種の活動には、依然として、「技術的には既に答えは出ていて、あとは社会の側の理解の問題だ」という問題認識が透けて見える。こうした認識の下に行われる活動は、「双方向性」を掲げていても、その実、「正しい知識」を伝えることでリスク認知の「是正」を志向する、あるいは技術専門家の示す解決案への「ご理解」を目指すものとなり、「相互に作用する」「共に考える」という対称的な関係性が欠如しがちである。たしかに、説明会で質疑応答の時間を長くとることで従来よりも「双方向性」は高められているが、そうした説明や質疑応答を経て安全対策等の意思決定が（様々な意味において）より「良い」方向へと変化した例は、管見の限り見当たらない。もちろん現実には、技術的な解が一つしかないような種類の問題もあるだろうし、あらゆるリスク問題について常に人々のリスク認知や価値観を考慮し反映することが適切とも言い難い。しかし原子力分野では、多くのトレードオフを考慮した上で、専門的知識に加えてある種の価値選択に基づいて判断せざるをえないような種類のリスク問題も存在しており、そうした問題こそ「共に考える」アプローチが適用されるべきものと考える。仮に、原子力事業者等がここに記したような意味で「共に考える」ことを目指し、その議論を行う上で必要となる技術的知識や背景についての知識伝達の場面があったとして、それがたとえ一方向的で啓蒙的なものであっても、それは「リスコミ」の不可欠な一過程という見方も可能だろう。逆に、説明会などの場で外形的な「双方向性」をいくら高めようとも、それが意思決定への「相互作用」をもたらさないのであれば、「リスコミ」の本旨からは外れた活動と言わざるを得ないだろう。

3. 「リテラシー」の活用先を

秋津氏の調査では、エネルギーに関する知識は米国よりも日本の中学生が多く有しているが、関心や自己有効感が低く、知識が実際の選択や行動に結び付いていない点が指摘されている。ここまで論じてきたことと関係づけて考えるならば、原子力関係者が相当の資源を投じて「理解活動」に取り組み、地域住民や次世代層がある程度の知識を獲得したとしても、それを十分に活かす場が用意されていない、という可能性が示唆される。これは、我が国の原子力では事業者の安全対策や国の政策に対して公衆の関与しうる場が限定的であった、という社会科学からの批判とも符合する。

安は、社会の技術リテラシーの問題は、従来のいわゆる「啓蒙教育」的な考え方ではなく、技術ディバイドとでもいうべき社会の中の不公平な状況を認知し、それに対して知識の裾野を広げることによって複雑な技術社会的問題に対する議論に多くの国民が関われるようにするという公平性確保の問題ととらえるべき、と述べた[3]。これは、秋津氏の掲げる「リテラシー」の理念、すなわち「社会的自立の基礎となる公共的教養」であり、「エネルギーに関する課題を社会の中で広く議論するための能力」である、という捉え方とも重なる。こうした視角に立つとき、我が国の問題は公衆の「リテラシー」自体よりもむしろ、その「リテラシー」の活用先が不足していることにあると捉えられる。いわば、教育・啓蒙的な「理解活動」（≒「PA」）は、それによって獲得した「リテラシー」を人々が発揮しうる場や仕組み（≒「リスコミ」）と相俟って初めて、現代社会における公共的意義を果たし得るのだ、と考えられるのではないか。

参考文献

[1] National Research Council, Improving Risk Communication, National Academies Press, 1989.

[2] 木下冨雄、リスク・コミュニケーションの思想と技術：共考と信頼の技法、ナカニシヤ出版、2016.

[3] Joonhong Ahn, 公益と工学，GoNERI シンポジウム，2011 年 11 月 22 日，東京大学.

*Shin-etsu Sugawara[1], [1] CRIEPI.

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Science and Technology Division

[1P_PL] Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

Chair:Katsunori Kawai(MHI NS ENG)

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room P (E21 -E Building)

[1P_PL01] Issues regarding reliability data in PRA for Japanese nuclear plants

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

[1P_PL02] Status of collecting reliability data and building of database for PRA in USA

*Woody Epstein[1] (1. Appendix R Solutions)

[1P_PL03] Efforts for establishing high-quality domestic PRA reliability database

*Hiroyuki Takahashi[1] (1. CRIEPI)

[1P_PL04] KEPCO's approach to collecting plant specific reliability data for PRA

*Hirohisa Tanaka[1] (1. KEPCO)

©Atomic Energy Society of Japan

2018年秋の大会

リスク部会セッション

PRA のためのプラント固有データ収集と信頼性データ構築への取組
Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

（1）我が国の PRA 用信頼性データに関する課題

(1) Unresolved Issues on PRA Reliability Data for Japanese PRA Applications

山口　彰
東京大学

1. はじめに

我が国において原子力発電所固有の確率論的リスク評価（PRA）を実施し、そこで得られるリスク情報をさまざまな側面で活用していくことが大切である。そのときに、PRA により得られるリスク情報は、果たして信頼に足るものであるのかという問いが投げかけられている。現在の PRA 技術は相応のレベルにあり、その問いかけに対して適切に答えることができるだけの経験と知見が蓄積されている。そこで、各国では現実に PRA が活用されているのである。それは我が国の PRA 技術でも同様である。本稿では、PRA により得られるリスク情報は、果たして信頼に足るものであるのかという問いかけに適切に答え、リスク情報の活用を推進するために、今後考えるべき課題について述べる。

2. PRA とデータ

確率論的リスク評価（PRA）によって得られるリスク情報を原子力規制や安全確保活動に活用し始めた時に、PRA の技術的妥当性に関する批判が指摘された。本質的な指摘は、原子力発電所のような大規模複雑システムのリスクモデルを構築できるのかという問題と、高度の安全を示すためのデータを我々は持っているのかという問題であった。それは、1970 年代のことであった。第一の問題に対しては多くの進展があった。Reactor Safety Study（1975）において、イベントツリー／フォールトツリー法を導入したことは、事故シナリオの進展という観点と、システム・機器の分解という観点で、複雑大規模なシステムを数学的に記述することを可能にした。その後 40 年を経て、計算機の進歩もあいまって、現在ではプラントシステムをリスクモデルとして構築することは本質的な困難ではなくなった。

第二の問題、データについては、Kaplan 等[1]が以下の指摘をした。

(1) Statistics, as a subject, is the study of frequency type information. That is, it is the science of handling data.
(2) Probability, as a subject, we might say is the science of handling the lack of data.

すなわち、PRA と統計学と違ってデータのない問題を理解するものであり、リスクとは不確かな影響であるとする IRGC（国際リスクガバナンス協議会）の定義とも合致するものであろう。

3. PRA 用信頼性データ

PRA で用いるデータは、故障統計とは異質のものである。原子力施設のリスクを理解するために必要なエビデンスの集約を信頼性データとみなすべきである。故障の定義はその機器・設備の機能が PRA でどのようにモデル化するかによって異なる。PRA では炉心損傷の如何を成功基準によって判断するので、それぞれのシナリオの成功基準を阻害するような事象が故障の定義となる。従って、運転や保全活動で収集される事象報告と必ずしも一致するわけではない。リスク情報を活用しようとすれば、その対象は PRA を実施する当該プラントである。ゆえに PRA 用信頼性データはプラント固有のものとしなければならない。信頼性データの分析者はプラントの機器・設備の最新の状況を熟知した専門家でなければならない。このように、信頼性データは PRA モデルと整合する考え方のもとに統一したルールで、必要な専門性を備えたチームによって収集され、リスクの不確かさと同様、データマネジメントが必要である。

[1] Stanley Kaplan and B. John Garrick, On The Quantitative Definition of Risk, *Risk Analysis*, Vol. 1, (1981)

*Akira Yamaguchi
University of Tokyo

2018年秋の大会

リスク部会セッション

Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

(2) Status of collecting reliability data and building of database for PRA in USA

Woody Epstein*[1,2]

[1]Appendix R Solutions, [2]Garrick Institute for the Risk Sciences at UCLA

1. Introduction

Using industry experienced based data is the foundation of PRA and risk informed activities. And the techniques for gathering such industry wide data and updating the data with site specific experience are the heart of non-conservatisms to make PRAs and risk informed activities realistic. Moreover, sharing the data for the benefit of all in the nuclear industry is absolutely necessary so that our knowledge of what can go wrong, how likely is it, and what are the consequences can help prevent nuclear accidents in the future.

The USA has been deeply involved in these activities since WASH-1400.

This presentation will give a brief overview of different programs in the USA and give advice as to what we must do in Japan.

2. USA Activities

2-1. Reliability and Availability Data System (RADS)

RADS is a database and analysis tool designed to estimate industry and plant-specific reliability and availability parameters for selected components in risk-important systems for use in risk-informed applications. RADS contains data and information based on actual operating experience from the Equipment Performance Information Exchange System (EPIX) maintained by INPO. The information covers 1997 through the present. It also contains initiating events from October 1987 through the present.

The reliability parameters estimated by RADS are as follows:

- Probability of failure on demand
- Failure rate during operation (used to calculate failure to run probability)
- Maintenance out-of-service unavailability (planned and unplanned)
- Initiating event frequencies

2-2. Common-Cause Failure (CCF) Database

CCFs have been identified as significant contributors to system failure probability and accident sequence core damage frequency in most probabilistic risk assessments (PRAs) since the Reactor Safety Study (WASH-1400). They are also important contributors in the individual plant examinations (IPEs).

An approach to performing plant-specific CCF analyses was developed jointly by NRC and the Electric Power Research Institute in the late 1980s. The approach is documented in NUREG/CR-4780, Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies, Volumes 1 and 2. These documents gave relatively little guidance on the analysis of data. Furthermore, the data required for application of the approach were not generally available in a readily accessible form. Each application involved significant prescreening of a large amount of data by each analyst using the approach.

In response to these deficiencies related to CCF data, the NRC's Office for Analysis and Evaluation of Operational Data (AEOD) and the Idaho National Engineering and Environmental Laboratory have developed a CCF database and analysis software package to aid in this aspect of system reliability analyses and related risk-informed applications. The CCF Database provides guidance on the screening and interpretation of data and contains relevant

event data to provide a more uniform and cost-effective way of performing CCF analyses.

2-3. NRC Reactor Operating Experience Data

Idaho National Laboratory (INL) has been providing technical assistance to the U.S. Nuclear Regulatory Commission Division of Risk Analysis in the Office of Nuclear Regulatory Research in the areas of data collection and reliability and risk calculation. INL collects, codes, assures the quality of, and maintains all reactor operating experience data necessary to support the Industry Trends Program and various risk-associated NRC studies requiring reactor operating experience data. The types of data collected under this effort include initiating event data, system reliability data, loss of offsite power data, common cause failure data, fire event data, and shutdown initiating event data. The data sources for this effort primarily consists of Licensee Event Reports (LERS), Event Notifications, and equipment failure reports provided by the Institute for Nuclear Power Operations (INPO). This data is analyzed, and results published annually on the NRC website. The data is primarily used to support the NRC's standardized plant analysis risk (SPAR) models but also provides generic industry average values for use by the industry in their individual PSA models. This presentation characterizes the types of data collected, the various uses of this data, and the methods of collection, storage and retrieval.

2-4. Data Analysis Methods

Data analysis methods the “PLG” way:

- Representation of Failure Parameters
- 1-stage and 2-stage Bayesian Update
- Operations of Distributions
- Using the Generic Database
- CCF Parameter Estimation
- Maintenance Unavailability

In the PLG way of doing data analysis, the analyst builds a library of parameter distributions for his model. These parameters are used in the quantification of the fault tree models constructed for each event tree top event, and for initiating event frequencies.

The parameters typically developed include total component failure rates (e.g., for failure to start, failure to operate), maintenance frequencies and mean times to repair, test frequencies and durations, and parameters needed for specific common cause models. Each parameter is assigned a name which is then can be referenced throughout the other modules.

While modeling parameters can be specified as simple numerical constants, developing an uncertainty distribution for each allows propagation of these uncertainties through system and event tree models to obtain the uncertainties in core damage frequency or other end state frequencies. To develop the model specific list of parameter distributions, the analyst may choose from analytical probability distributions, or by specifying in tabular form those distributions that do not conform, to the common analytical types. By using discrete probability distributions to represent each parameter, the analyst need not assume that the data is in the form of any analytic distribution.

2-5. Seismic Qualification Users’ Group (SQUG) Database

In the early 1980s the Electric Power Research Institute (EPRI) began sponsoring investigations of electric power facilities and industrial sites subjected to strong earthquake shaking. The purpose of the EPRI post-earthquake investigation program was to provide useful information for the nuclear power industry for the seismic qualification of critical equipment in power plants. The intent was to observe the tendency and typical causes of earthquake damage to equipment representative of nuclear plant safety systems.

In this way a focus could be made on equipment that appeared susceptible to earthquake damage, versus equipment that did not, and the threshold intensity of ground shaking resulting in equipment damage.

Some two dozen categories of standard mechanical, electrical and electronic equipment were defined that covered most components of safety systems in nuclear plants. These equipment categories are summarized below:

Mechanical Equipment					
Horizontal Pumps	Vertical Pumps	Air Compressors	Fans	Engine-Generators	Overhead Cranes
Air Handlers	Tanks	Motor-Operated Valves	Fluid-Operated Valves	Motor-Generators	
Electrical Equipment					
Transformers (<15 Kilovolt)	Medium Voltage Switchgear (<15 Kilovolt)	Low Voltage Switchgear (<500 Volt)			
Motor Control Centers	Panelboards	Battery Racks			
Electronic Equipment					
Control & Instrument Panels	Instrument Racks	Sensors	Rectifiers & Inverters		
Interconnections					
Piping & Tubing	Conduit & Cable Tray	Duct			

During post-earthquake investigations, it was discovered that these categories of equipment are found in power and industrial facilities throughout the world. Because there are a limited number of principal manufacturers, often the same models of equipment were found at multiple sites.

Equipment of course has evolved over the years, especially controls and instrumentation, in the gradual change from pneumatic to analog-electronic to digital-electronic systems. The database included investigations of facilities dating from the 1930s through the 1990s. Thus, the evolution of equipment over some six decades, and any corresponding changes in susceptibility to seismic damage, was well represented.

2018年秋の大会

リスク部会セッション

PRA のためのプラント固有データ収集と信頼性データ構築への取組
Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

（3）品質の高い国内 PRA 用信頼性データベース構築のための取組み

(3) Efforts for establishing high-quality domestic PRA reliability database

*高橋 宏行，山中 康慎，吉田 智朗，桐本 順広，友澤 孝司
電力中央研究所 原子力リスク研究センター

1. はじめに

我が国では従来､原子力プラントで個別に収集するPRA用信頼性データというものが存在しなかった。電力中央研究所 旧原子力情報センター (Nuclear Information Center, NIC) では、1982 年から PRA 用一般機器故障率データベースを構築してきたが、これは、当時 NIC が運用していた原子力発電情報システム (NICS)、その後の原子力施設情報公開ライブラリー (Nuclear Information Archives, NUCIA)(注 1) [1] に電力各社が登録したトラブル情報の中から、NIC の PRA データ分析部門が、PRA 関連系統・機器の機能喪失事象を機器故障モード別に整理してその件数を集計したデータベースである。しかし、NICS/NUCIA にはトラブル情報しか登録されておらず、そこから得られる故障件数データだけでは故障率は得られないため、それとは別に配管計装図や発電所運転情報を入手して、機器の母集団および運転時間情報 (成功情報) を別途調査し、それらを併せ用いて産業界一般の PRA 用機器故障率算出に用いるデータベースとなっていた(注 2)。これからわかるように、このデータベースは、故障事象と機器母集団とが必ずしも整合していない (抽出した故障事象が､定めた機器母集団の中で起こったものとは必ずしも言えない) という本質的な欠点を持っていた。また、個別プラントのデータを提示することはできるものの、プラント個別で構築されたものではなかった。

(注 1) 2005 年から日本原子力技術協会(JANTI)へ､さらに 2012 年から原子力安全推進協会(JANSI)へ移管された。

(注 2) PRA 用機器故障率データベースは元来 NUCIA に付属するように開発されていたが､2016 年 7 月に NUCIA からは切り離され、JANSI の他の PRA 業務とともに、NRRC(2015 年 10 月設立)に移管された。

上記データベースから計算された一般機器故障率の値は、欧米の一般故障率と比較しておよそ一桁から二桁も低かったため、海外の専門家から (また一部国内の人間からも)、必要なデータが適切に収集されていないのではないか、とデータ収集方法の妥当性、データの信頼性を疑う声があがっていた。一方、国内では、我が国は予防保全が徹底しているから故障率が低いのだ、という主張が根強く繰り返されていた。しかし、こういった批判も擁護も所詮思弁的な言説にすぎず、この問題は、長い間、実証的に検討されることのないままとなっていた｡問題解決のためには､電力会社が自らPRAデータ収集を実施し、適切な品質保証体制の下でその妥当性を証明する以外方法はないと考えられる。

東京電力福島第一原子力発電所の事故の教訓から、電力事業は原子力プラントの運用に PRA を活用したリスクマネージメントを積極的に採り入れる方針を決定し、そのために NRRC を設立して我が国の PRA 技術を欧米並み以上に向上させる取り組みを続けている。その中で、NRRC による PRA 用のデータベース構築については、上で述べたように、データ収集の妥当性、データの信頼性の問題を解決するため、①発電所の要員がデータ収集を行い現場でデータベースを構築すること、②データ収集時の判断根拠はすべてデータベースに記録しておくこと、③ PRA に必要な機器母集団を適切に規定しその中での故障事例を収集すること、が必要と考え、これらの要件を満たすようなデータ収集の仕組み構築に着手した。その中で、本稿では、特に電気事業者向けに作成したデータ収集実施ガイドと、産業界共通での使用を目的として開発中の信頼性データシステムについて紹介する。

*Hiroyuki Takahaashi, Yasunori Yamanaka, Tomoaki Yoshida, Yukihiro Kirimoto, Takashi Tomozawa
Nuclear Risk Research Center, Central Research Institute of Electric Power Industry

2. 確率論的リスク評価 (PRA) のためのデータ収集実施ガイド

電力中央研究所 NRRC では、PRA 用データ収集の国内プラント間での技術的一貫性と、判断根拠等のトレーサビリティを確保するため、「確率論的リスク評価 (PRA) のためのデータ収集実施ガイド」を事業者と協力して策定した。本ガイドは、電気事業者が原子力発電所で個別プラント PRA 用信頼性データベースを構築することができるように技術要件や定義を定めたものである。また、全国の個別プラントデータを NRRC で集約して産業界一般の信頼性データを整備できるように、可能な限り共通の技術要件・定義とすることを考慮したガイドとなっている。技術要件や定義の内容については、米国 ASME/ANS の PRA 活用標準[2] (2009) や、NUREG/CR-6823 PRA 用パラメータ推定ハンドブック[3]、NUREG/CR-6928 米国一般機器のパフォーマンス[4]、EPRI データ収集ガイド[5]などの米国の標準・ガイド類を調査して記載した。標準以下、本ガイドの主な特徴について簡単に述べる。

2-1. データの種類

表 1 に、PRA の中で扱う機器・系統に起こる事象とそれらに関わる機器故障率などのパラメータ、およびパラメータ算出に必要なデータ種類を示す。その中で、現在のガイドで扱っているものは、項目番号 2～4 と 6「緩和系統の継続運転失敗」のデータである。その他のデータについても随時追加をしていく予定である。

表 1　PRA に必要な、機器・系統に関連する信頼性パラメータ・データのまとめ

番号	事象		パラメータ	代表的な 事象発生の確率モデル	主なデータ
1	起因事象		起因事象発生頻度	ポアソン過程モデル	・ プラント供用時間 ・ 供用時間における 起因事象発生数
2	機器故障	起動失敗 又は 状態変更失敗	デマンド故障確率	二項過程モデル	・ 起動/変更デマンド数 ・ 起動/変更失敗回数
3			待機時間故障率	ポアソン過程モデル	・ 待機時間 ・ 待機時間における 起動/変更失敗回数
4		継続運転失敗 又は 状態維持失敗	機能維持失敗率	ポアソン過程モデル	・ 運転/供用時間 ・ 運転/供用時間における 機能喪失回数
5	緩和系統の 供用不能状態		アンアベイラビリティ =供用不能時間/ (供用不能時間＋供用時間)	(時間の確率分布モデル) ワイブル分布モデル 対数正規分布モデル ガンマ分布モデル	・ 系統の供用不能時間 ・ 系統の供用時間
6	復旧事象 緩和系機器の継続運転失敗		復旧時間/継続運転時間の 確率分布パラメータ	(時間の確率分布モデル) ワイブル分布モデル 対数正規分布モデル ガンマ分布モデル	・ 故障が発生して 復旧するまでの時間 あるいは ・ 緩和系機器が起動したあと使命を果たさず故障するまでの時間
7	共通原因故障		共通原因モデルパラメータ ・α ファクタ ・ Multiple Greek Letter	(α ファクタの確率分布) ディリクレ分布	・ インパクトベクトル (複数機同時故障の件数) ・ 共通原因分析モデル ・劣化ファクタ ・同時性ファクタ ・原因共有性ファクタ

2-2. データ収集方法

項目番号 2～4 については、起動デマンド故障確率と、機器故障の時間発生率 (機器故障率)を求めるために、前者では、待機機器の起動デマンド回数とそれに対する起動失敗件数データが必要であり、後者は、機器の供用/運転時間データとその時間内での機器故障件数データが必要である。ガイドでは、故障データと露出データ (起動デマンド回数、供用/運転時間) のそれぞれについて、収集対象の考え方と方法を定めている。また、故障判断の具体的事例やデータ収集記録のフォーマット等を掲載し、

実施担当者の便宜を図った。

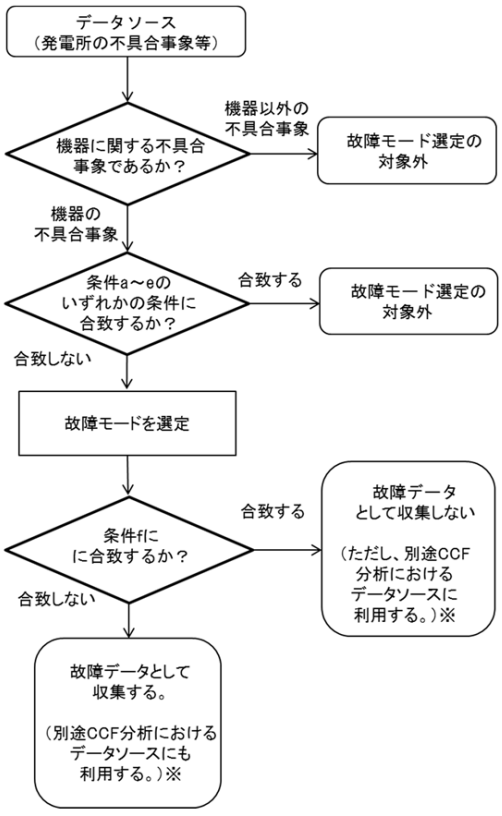
項目番号 6 は、主に、待機安全系機器が起動してから使命を果たさず故障してしまったときの継続運転時間を収集する。このデータは、従来の機器故障データベースでは、連続運転をしている常用系機器が故障した場合の継続運転失敗事象 (項目番号 4 のデータ) で代用してきたが、これでは実際には非安全側の信頼性データになってしまうため、本来すべきとおり、待機安全機器のデータを収集することにしたものである。

故障データについては、収集対象とする故障モード (起動失敗、継続運転失敗、など) の一覧と、機器バウンダリ図 (バウンダリ内で発生した故障事象を当該機器の故障データとする) を規定した。これらは、旧一般機器故障率データベース構築で使用してきたものが技術的にほぼ妥当なためこれを参考にしているが、海外での知見から一部改訂を加えている部分もある。例えば、電動ポンプや電動弁に付随する電気系・制御系は、従来は当該電動ポンプや弁のバウンダリ外としていたが、米国の慣習に倣ってバウンダリ内とすることにより、故障の判断が一分容易になった。

故障データ収集手順の基本的なコンセプトは、各プラントの保全データベースなどの情報源 (例えば不適合情報、是正措置など) から、PRA に関係しない情報を除いていき、PRA 関連機器の機能喪失事象を抽出するようになっている。ガイドではこれを効率的に実施するためのフローおよび仕分け条件を規定した(図 1)。また、その際の実務者の判断を助けるため、具体的な故障事例や、故障とは判定しない事例を付録にまとめている。

露出データについては、起動デマンド数、継続運転時間、露出時間などのデータをプラントコンピュータの機器の作動記録や運転日誌等から収集したり、運転手順書等から推定で求めたりする方法についての考え方を定めた。露出データの記録は、コンピュータシステムから容易に得られるプラントから、逆に書類から時間をかけて探し出さなければならないプラントもあるなど、保管状況に様々な違いがあったため、参考として炉型別 (PWR、BWR) にまとめた具体例の表を付録とした。

収集したデータの品質保証の観点から、事業者が保存しておくべきデータ収集記録のフォーマットを定めて、各種データの情報源、故障の判断根拠や露出データ算出に用いた条件や仮定の根拠などを適切に記録しておくように規定している。



故障判定にかかる条件（詳細は 3.2.4.1 故障データの仕分け条件参照）

「条件 a）データ収集対象機器のバウンダリ外の不具合」である。

「条件 b）運転員誤操作（保修員による代行操作含む）が原因の不具合」である。

「条件 c）評価対象期間外の不具合」である。

「条件 d）外的要因が原因の不具合」である。

「条件 e）附属書 A の故障モード以外の機能の喪失、劣化、予兆」である。

「条件 f）データ収集対象機器の完全な機能喪失でないもの（劣化、予兆、再現性のない一過性の不具合事象）」である。

※CCF 分析については別途定める CCF 判定ガイドに基づき評価する

図 1　機能故障の抽出フローと仕分け条件

3. 「原子力発電所信頼性データシステム」の構築

前章で述べた収集データは、NRRC が管理する「原子力発電所信頼性データシステム」を通じて全国の原子力プラントで共有使用することを考えている。同シ

ステムの前身は 1 章で触れた「PRA 用一般機器故障率データベース」で、これは現在更新を停止しているが、2 章のガイドに従って収集された国内プラント個別の故障データ、露出データ、継続運転時間データなどを本システムに集約して一般データとして利用するためのシステム構築を進めている。

現在は、まだ再稼働を果たしていないプラントが多いため、各社で 2004 年から 2010 年までの過去の個別プラントデータの収集を進めており、これらを集約した全国のデータを用いて国内一般機器故障率の推定を実施する予定である。各プラントが再稼働を果たすに伴い、今後の運転経験データを蓄積して、適切な時期に一般故障率の更新を行っていく。将来は、上記の機器故障データのみならず、表 1 で紹介したデータ項目を含む、全国共通で PRA に利用できるデータベースとなるようにシステム構築を進めていく予定である。すなわち、共通原因故障やアンアベイラビリティ、起因事象発生頻度、といった、電力業者の中で最新の信頼性パラメータのためのデータについても一元的に集約し、推定・分析するためのシステム構築を計画している。

4. おわりに

電力事業者が個別の PRA 用故障率データを収集できるようにするために、NRRC では事業者と協力して「確率論的リスク評価 (PRA) のためのデータ収集実施ガイド」を作成した。現在、事業者は、本ガイドを用いて各個別プラントにおける過去の PRA 用データ収集を実施しており、収集したデータは各社個別プラント故障率算出に使用するほか、NRRC が運営する「原子力発電所信頼性データシステム」に集約し、一般故障率の推定にも用いる見込みである。今後は機器故障率以外の PRA 用信頼性パラメータについてもデータ収集ガイドを作成し、原子力発電所信頼性データシステムで信頼性パラメータを一元管理できるようシステムを構築していく予定である。

参考文献

[1] http://www.nucia.jp/ ニューシア 原子力施設情報公開ライブラリ
[2] ASME/ANS RA-Sa-2009, “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency PRA for NPP Applications”
[3] NUREG/CR-6823, “Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment,” U.S.NRC, 2003.
[4] NUREG/CR-6928, “Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants,” U.S.NRC, 2007.
[5] EPRI Tr-100381, “Nuclear Plant Reliability- Data Collection and Usage Guide,” EPRI, 1992.

2018年秋の大会

リスク部会セッション

PRA のためのプラント固有データ収集と信頼性データ構築への取組

Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

(4) 関西電力におけるプラント固有の PRA 用信頼性データ整備への取組について

(4) KEPCO's approach to collecting plant specific reliability data for PRA

*田中 裕久[1]，山川 希人[1]，富樫 貴紀[1]，竹次 秀一[1]

[1]関西電力株式会社

リスク情報活用を目的とした PRA 構築に向け、機器故障率に関するプラント固有データを過去のプラントデータから算出するとともに、日常的に PRA に必要な機器故障実績データを採取する仕組みを構築した。

キーワード：確率論的リスク評価、PRA、信頼性データ、故障率、ベイズ更新

1. 緒言

これまで、PRA の入力パラメータである機器故障率は JANSI が提供する国内一般機器故障率を使用してきたが、リスク情報活用を目的とした PRA 構築に向け、プラント固有機器故障率を使用することが重視されている。当社では、プラント固有機器故障率の使用に向け、効率的な手法を構築した。

2. 当社におけるプラント固有の PRA 用信頼性データ整備への取組について

機器故障率算出のためには、機器の故障実績データ及び露出データ（例：起動デマンド、機器の運転時間）の収集が必要となる。故障実績データは不具合データベース[1]から抽出し、露出データは運転状態管理システム[2]から主に収集した。運転状態管理システムで管理されていない機器の露出データは運転手順書等から推定した。

故障実績の抽出に当たっては、電力中央研究所原子力リスク研究センターが策定中のガイドライン「確率論的リスク評価（PRA）のためのデータ収集ガイド」の検討内容に従い、故障の判定は設備保全の所管部署の協力のもと実施した。

上記の手法により、高浜 3/4 号機の過去 5 年間（2006-2011 年）のプラント固有機器故障率を算出し、国内一般機器故障率を事前分布としてベイズ更新した故障率を、高浜 3 号機の安全性向上評価（2018 年 1 月公表）の PRA 感度解析の入力データとした。高浜 3/4 号機のプラント固有機器故障率は、ほとんどの機器において国内一般機器故障率と比べて低く、全炉心損傷頻度が 3.6%低減する結果となった。なお、本取組みは当社の他の原子力プラントでも実施中である。

また、今後発生しうる機器故障実績の効率的な採取に向け、不具合データベースに登録されている機器に PRA 対象機器の関連付けを行い、発電所の設備保修課の不具合管理業務を通じて日常的に PRA に必要な機器故障実績データを採取する仕組みを構築した。

3. 結論

プラント固有の特徴を把握するため、プラントデータを収集しプラント固有機器故障率を算出する手法を構築し、高浜 3 号機の安全性向上評価に反映した。また、日常的に PRA に必要な機器故障実績データを採取する仕組みを構築した。プラント固有機器故障率を用いることにより、当社のリスク情報活用のさらなる推進を図る。

---

* Hirohisa Tanaka[1], Mareto Yamakawa[1], Takanori Togashi.[1] and Shuuichi Takeji.[1]

[1]The Kansai Electric Power CO., INC.

[1] 設備の保全全般を目的に構築した原子力保全総合システム内の不具合データベース

[2] プラント運転データからプラント状態のパラメータを監視する目的に構築した運転状態管理システム