

Fri. Sep 7, 2018

Room C

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[3C_PL] Ethics of nuclear power stakeholders necessary to provide against disasters

Chair:Reiko Nunome(NUMO)

1:00 PM - 2:30 PM Room C (B21 -B Building)

[3C_PL01] Safety culture fostering activities of JAEA

*Kimio Ito¹ (1. JAEA)

[3C_PL02] Safety culture fostering activities of JAEA

*Norio Nomura¹ (1. JAEA)

[3C_PL03] Comments for the safety culture within R&D institution (part 1)

*Akihide Kugo¹ (1. JANSI)

[3C_PL04] Comments for the safety culture within R&D institution (part 2)

*Takeshi Iimoto¹ (1. Univ. of Tokyo)

Room E

Planning Lecture | Over view Report | Over view Report 2 - Japanese University Network for Global Nuclear Human Resource Development (JUNET-GNHRD)

[3E_PL] Strategic Nuclear Education Model Program by Global Educational Network for Nuclear Human Resources Development

Chair:Tetsuo Iguchi(Nagoya Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room E (A34 -A Building)

[3E_PL01] Outline of Program

*Kenji Takeshita¹ (1. Tokyo Tech)

[3E_PL02] 1st Subcommittee: Results of Nuclear Fundamental International TV Seminars

*Akira Nishimura¹ (1. Tokyo Tech)

[3E_PL03] 2nd Subcommittee: Results of Nuclear Safety Practical Seminar "Dojo"

*Manabu Sato¹ (1. Hachinohe Tech.)

[3E_PL04] 3rd Subcommittee: Results of Nuclear Human Resources Development for International Future Leaders

*Yasuhiro Kanto¹ (1. Ibaraki Univ.)

Room F

Planning Lecture | Over view Report | Over view Report 3 - The University of Tokyo, Yayoi Research Conference -Techniques and application of atomic and molecular spectroscopic analysis-

[3F_PL] Research developments using excellent properties of Lasers II

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (A36 -A Building)

[3F_PL01] Development of a non-invasive blood glucose sensor using a mid-infrared laser

*Koichi Yamakawa¹ (1. QST)

[3F_PL02] Development of a laser processing technique combined with water jet technique

*Ippei Ishizuka¹ (1. 日立GE)

[3F_PL03] Emission spectra of laser-produced plasma in water

*Tetsuo Sakka¹ (1. 京大)

Room H

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

[3H_PL] Application of Artificial Intelligence Technologies and its Future Prospects

Chair:Kei Ito(Kyoto Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room H (B32 -B Building)

[3H_PL01] Construction of surrogate model for prediction of crack propagation using deep learning

*Yoshitaka Wada¹ (1. Kindai Univ.)

[3H_PL02] Preliminary Study of Technology for Replacing Computational Mechanics Simulation with Machine Learning

*Yasushi Nakabayashi¹ (1. Toyo Univ.)

[3H_PL03] Advancement of Nuclear Reactor Inspection with Image Processing and AI

*Naoki Hosoya¹ (1. Hitachi)

Room I

Planning Lecture | Board and Committee | Decommissioning of Nuclear Power Stations Committee

[3I_PL] Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room I (B33 -B Building)

[3I_PL01] Status of progress of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Masumi Ishikawa¹ (1. Tepco HD)

[3I_PL02] The effort of organization for

decommissioning, and the situation of a road map

*Yusuke Tanaka¹ (1. METI)

[3I_PL03]

*Toshihiko Fukuda¹ (1. NDF)

[3I_PL04] Current Status of IRID R&D Project for Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Hideaki Kiyoura¹ (1. IRID)

[3I_PL05] Topics of Decommissioning Committee

*Hiroshi Miyano¹ (1. Hosei Univ.)

Room O

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

[3O_PL] Evaluation for the Effects of Nuclear Power Plant Operating Period on Ageing Deterioration of Components / Structure

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room O (D25 -D Building)

[3O_PL01] The Activities for Long-Term Operation of Nuclear Power Plants

*Masanobu Iwasaki¹ (1. KEPCO)

[3O_PL02] Ageing Management for Metallic Components / Structures

*Taku Arai¹ (1. CRIEPI)

[3O_PL03] Ageing Management for insulation degradation of electric/instrumentation equipment

*Nobuhiro Ishii¹ (1. TEPCO HD)

[3O_PL04] Ageing Management for reduced strength of concrete structure

*Ryuu Shimamoto¹ (1. Chubu Electric Power)

[3C_PL] Ethics of nuclear power stakeholders necessary to provide against disasters

Consideration on the safety culture within R&D institution

Chair:Reiko Nunome(NUMO)

Fri. Sep 7, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room C (B21 -B Building)

[3C_PL01] Safety culture fostering activities of JAEA

*Kimio Ito¹ (1. JAEA)

[3C_PL02] Safety culture fostering activities of JAEA

*Norio Nomura¹ (1. JAEA)

[3C_PL03] Comments for the safety culture within R&D institution (part 1)

*Akihide Kugo¹ (1. JANSI)

[3C_PL04] Comments for the safety culture within R&D institution (part 2)

*Takeshi Iimoto¹ (1. Univ. of Tokyo)

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 ～研究機関の安全文化を考える～

Ethics of nuclear power stakeholders necessary to provide against disasters

- Consideration on the safety culture within R&D institution -

*伊藤 公雄¹, *野村 紀男¹, *久郷 明秀², *飯本 武志³¹原子力機構, ²原安進, ³東大

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）事故から7年が過ぎる中、1F事故を踏まえた規制やさらなる安全対策、継続的改善、安全文化醸成などの取組みが強化され、原子力発電所や研究炉など一部の原子力施設が再稼働を果たしている。このような中、倫理委員会では、1F事故の教訓を踏まえ、「災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理」をテーマとした企画セッションを複数回開催してきた。これらの企画セッションでは、原子力発電所を運営する電力会社や研究炉を有する大学の安全文化醸成活動等への取組みを報告していただき、安全文化、技術者倫理等について関係者と議論を深めてきた。

今回は、原子力に関わる研究機関の安全文化について、日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）における安全文化醸成活動への取組みに関する報告や話題提供、さらには有識者から、研究機関における安全文化、研究者・技術者倫理に関するコメントをいただき、それらの情報を基に参加者との意見交換を行うことで、関係者の今後の取組みの参考としたい。

日本原子力学会会員の3分の1が所属し、我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取組みをもとに研究機関における安全文化醸成活動や現状について議論することは、我が国の原子力の研究開発の現場における安全文化を考える上で有意義なものと考えている。

2. 原子力機構における安全文化醸成活動の取組み

2-1. 背景

原子力機構の安全確保への取組みは、旧二法人時代の各々の法人の取組みを引き継ぎ、原子力機構発足時（平成17年（2005年））には、経営及び業務運営の基本方針の第一項に「安全確保の徹底」に掲げ、その取組みを継続して積極的に推進してきた。

平成20年（2008年）、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、炉規法）に基づき同活動が義務化されたことを契機として、それまで実施していた安全確保への取組みは「安全文化」という枠組みで実施することになった。

原子力機構は、少量の核燃料物質や放射性物質（RI）を取り扱う実験施設から比較的規模の大きい発電炉（廃止措置段階）まで多様な原子力施設を有しているが、炉規法において安全文化醸成活動が求められているのは、燃料加工施設、再処理施設、研究開発段階発電用原子炉施設（ふげん、もんじゅ）、廃棄物管理施設など主にプラント規模で設備・機器を稼働する施設に限られ、核燃料物質使用施設や試験研究炉には求められていない。このため、原子力機構では当初、炉規法で安全文化醸成活動が求められている施設では「安全文化」の枠組みで取組み、その他の施設では同様の活動を「安全文化」ではなく従前の枠組みで取り組んでいたが、平成26年（2014年）からは原子力機構全体で安全文化醸成活動として取り組んでいる。

原子力機構は、研究系の他に技術系及び事務系の職員で構成され、安全文化醸成活動は職種に関わらず取り組んでいるが、炉規法に基づく原子力施設の保安管理業務は、主に技術系職員が担っている。なお、原子力施設の保安管理業務は、担当部署及び協力会社やメーカー等への業務委託等によって各種作業が実施されており、安全文化醸成活動には、これら外部の会社の従業員の協力も不可欠である。

2-2. 原子力機構の取り組みの概要

原子力機構は、前述のとおり基本方針の第一項に「安全確保の徹底」を示した上で、第二項以降には、「創造性あふれる研究開発」、「現場の重視」、「効率的な業務運営」、「社会からの信頼」を掲げている。原子力機構のすべての業務は、この基本方針に基づき実施されなければならない。安全文化醸成活動は、原子力機構の業務に従事する全ての従業員が「安全確保の徹底」の意識を共有することを目的に実施している。

具体的には、原子力機構として安全文化醸成に係る活動方針を定め、同方針に基づき、各拠点で活動計画を定めて取り組んでいる。原子力機構本部の安全・核セキュリティ統括部では、役員による安全巡視・意見交換による現場の課題の共有や各拠点の安全管理担当課長との会議を持って拠点毎のトラブル情報を共有するとともに、職員の安全に関する意識調査（アンケート）を実施して、拠点毎、部署毎の分析や経年変化の分析結果を安全文化醸成活動の改善に反映している。

また、昨年6月6日、大洗研究所燃料研究棟において、核燃料物質を収納した貯蔵容器の点検作業中に内容器のビニルバッグが破裂し、作業員5名が身体汚染するとともに内部被ばくをする事故が発生した。本事故に関わる大洗研究所の組織的な要因として、①保安活動を改善する取り組みができていなかったこと、②潜在的リスクに対して慎重さが足りなかったこと、③上級管理者の役割を果たしていなかったこと、の3点が挙げられた。これらの組織的な要因を踏まえ、原子力機構においては、リスクに対する感受性を高めるため今回の事故を教訓にした事例研究の実施、上級管理者による課題の吸い上げや活動状況を適宜確認し指導するなどによる継続的改善が定着する環境をつくることなどを各拠点に水平展開し、必要な対策を講じることとした。

3. 研究機関の安全文化醸成活動について

2.に述べる原子力機構の取り組みをも考慮しつつ、研究機関（研究系の部署や職場を含む）における安全文化、あるいは安全文化醸成活動について、主に原子力発電事業者の自主的・継続的な安全性向上への取り組みをサポートする自主規制組織の立場から、また、大学におけるRI使用施設等の安全文化醸成活動（今後、法令により活動が求められる見込み）を推進するとともに関係学会での検討にも参画する立場からコメントを述べ、会場との意見交換に臨む。

4. おわりに

我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取り組みを報告し、有識者からのコメントを踏まえて関係者と意見交換を行うことにより、原子力や原子力利用に関わる我が国の研究機関や大学における安全文化醸成活動の一助とする。

研究者・技術者倫理と安全文化とは、密接に関連していることは明らかであるが、容易に整理できるものではない。本セッションにより、研究者・技術者倫理と安全文化との関係についても議論が深まることを期待する。

*Kimio Ito¹, *Norio Nomura¹, *Akihiko Kugo² and *Takeshi Iimoto³

¹IAEA, ²JANSI, ³Tokyo Univ.

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 ～研究機関の安全文化を考える～

Ethics of nuclear power stakeholders necessary to provide against disasters

- Consideration on the safety culture within R&D institution -

*伊藤 公雄¹, *野村 紀男¹, *久郷 明秀², *飯本 武志³¹原子力機構, ²原安進, ³東大

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）事故から7年が過ぎる中、1F事故を踏まえた規制やさらなる安全対策、継続的改善、安全文化醸成などの取組みが強化され、原子力発電所や研究炉など一部の原子力施設が再稼働を果たしている。このような中、倫理委員会では、1F事故の教訓を踏まえ、「災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理」をテーマとした企画セッションを複数回開催してきた。これらの企画セッションでは、原子力発電所を運営する電力会社や研究炉を有する大学の安全文化醸成活動等への取組みを報告していただき、安全文化、技術者倫理等について関係者と議論を深めてきた。

今回は、原子力に関わる研究機関の安全文化について、日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）における安全文化醸成活動への取組みに関する報告や話題提供、さらには有識者から、研究機関における安全文化、研究者・技術者倫理に関するコメントをいただき、それらの情報を基に参加者との意見交換を行うことで、関係者の今後の取組みの参考としたい。

日本原子力学会会員の3分の1が所属し、我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取組みをもとに研究機関における安全文化醸成活動や現状について議論することは、我が国の原子力の研究開発の現場における安全文化を考える上で有意義なものと考えている。

2. 原子力機構における安全文化醸成活動の取組み

2-1. 背景

原子力機構の安全確保への取組みは、旧二法人時代の各々の法人の取組みを引き継ぎ、原子力機構発足時（平成17年（2005年））には、経営及び業務運営の基本方針の第一項に「安全確保の徹底」に掲げ、その取組みを継続して積極的に推進してきた。

平成20年（2008年）、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、炉規法）に基づき同活動が義務化されたことを契機として、それまで実施していた安全確保への取組みは「安全文化」という枠組みで実施することになった。

原子力機構は、少量の核燃料物質や放射性物質（RI）を取り扱う実験施設から比較的規模の大きい発電炉（廃止措置段階）まで多様な原子力施設を有しているが、炉規法において安全文化醸成活動が求められているのは、燃料加工施設、再処理施設、研究開発段階発電用原子炉施設（ふげん、もんじゅ）、廃棄物管理施設など主にプラント規模で設備・機器を稼働する施設に限られ、核燃料物質使用施設や試験研究炉には求められていない。このため、原子力機構では当初、炉規法で安全文化醸成活動が求められている施設では「安全文化」の枠組みで取組み、その他の施設では同様の活動を「安全文化」ではなく従前の枠組みで取り組んでいたが、平成26年（2014年）からは原子力機構全体で安全文化醸成活動として取り組んでいる。

原子力機構は、研究系の他に技術系及び事務系の職員で構成され、安全文化醸成活動は職種に関わらず取り組んでいるが、炉規法に基づく原子力施設の保安管理業務は、主に技術系職員が担っている。なお、原子力施設の保安管理業務は、担当部署及び協力会社やメーカー等への業務委託等によって各種作業が実施されており、安全文化醸成活動には、これら外部の会社の従業員の協力も不可欠である。

2-2. 原子力機構の取り組みの概要

原子力機構は、前述のとおり基本方針の第一項に「安全確保の徹底」を示した上で、第二項以降には、「創造性あふれる研究開発」、「現場の重視」、「効率的な業務運営」、「社会からの信頼」を掲げている。原子力機構のすべての業務は、この基本方針に基づき実施されなければならない。安全文化醸成活動は、原子力機構の業務に従事する全ての従業員が「安全確保の徹底」の意識を共有することを目的に実施している。

具体的には、原子力機構として安全文化醸成に係る活動方針を定め、同方針に基づき、各拠点で活動計画を定めて取り組んでいる。原子力機構本部の安全・核セキュリティ統括部では、役員による安全巡視・意見交換による現場の課題の共有や各拠点の安全管理担当課長との会議を持って拠点毎のトラブル情報を共有するとともに、職員の安全に関する意識調査（アンケート）を実施して、拠点毎、部署毎の分析や経年変化の分析結果を安全文化醸成活動の改善に反映している。

また、昨年6月6日、大洗研究所燃料研究棟において、核燃料物質を収納した貯蔵容器の点検作業中に内容器のビニルバッグが破裂し、作業員5名が身体汚染するとともに内部被ばくをする事故が発生した。本事故に関わる大洗研究所の組織的な要因として、①保安活動を改善する取り組みができていなかったこと、②潜在的リスクに対して慎重さが足りなかったこと、③上級管理者の役割を果たしていなかったこと、の3点が挙げられた。これらの組織的な要因を踏まえ、原子力機構においては、リスクに対する感受性を高めるため今回の事故を教訓にした事例研究の実施、上級管理者による課題の吸い上げや活動状況を適宜確認し指導するなどによる継続的改善が定着する環境をつくることなどを各拠点に水平展開し、必要な対策を講じることとした。

3. 研究機関の安全文化醸成活動について

2.に述べる原子力機構の取り組みをも考慮しつつ、研究機関（研究系の部署や職場を含む）における安全文化、あるいは安全文化醸成活動について、主に原子力発電事業者の自主的・継続的な安全性向上への取り組みをサポートする自主規制組織の立場から、また、大学におけるRI使用施設等の安全文化醸成活動（今後、法令により活動が求められる見込み）を推進するとともに関係学会での検討にも参画する立場からコメントを述べ、会場との意見交換に臨む。

4. おわりに

我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取り組みを報告し、有識者からのコメントを踏まえて関係者と意見交換を行うことにより、原子力や原子力利用に関わる我が国の研究機関や大学における安全文化醸成活動の一助とする。

研究者・技術者倫理と安全文化とは、密接に関連していることは明らかであるが、容易に整理できるものではない。本セッションにより、研究者・技術者倫理と安全文化との関係についても議論が深まることを期待する。

*Kimio Ito¹, *Norio Nomura¹, *Akihiko Kugo² and *Takeshi Iimoto³

¹IAEA, ²JANSI, ³Tokyo Univ.

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 ～研究機関の安全文化を考える～

Ethics of nuclear power stakeholders necessary to provide against disasters

- Consideration on the safety culture within R&D institution -

*伊藤 公雄¹, *野村 紀男¹, *久郷 明秀², *飯本 武志³¹原子力機構, ²原安進, ³東大

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）事故から7年が過ぎる中、1F事故を踏まえた規制やさらなる安全対策、継続的改善、安全文化醸成などの取組みが強化され、原子力発電所や研究炉など一部の原子力施設が再稼働を果たしている。このような中、倫理委員会では、1F事故の教訓を踏まえ、「災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理」をテーマとした企画セッションを複数回開催してきた。これらの企画セッションでは、原子力発電所を運営する電力会社や研究炉を有する大学の安全文化醸成活動等への取組みを報告していただき、安全文化、技術者倫理等について関係者と議論を深めてきた。

今回は、原子力に関わる研究機関の安全文化について、日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）における安全文化醸成活動への取組みに関する報告や話題提供、さらには有識者から、研究機関における安全文化、研究者・技術者倫理に関するコメントをいただき、それらの情報を基に参加者との意見交換を行うことで、関係者の今後の取組みの参考としたい。

日本原子力学会会員の3分の1が所属し、我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取組みをもとに研究機関における安全文化醸成活動や現状について議論することは、我が国の原子力の研究開発の現場における安全文化を考える上で有意義なものと考えている。

2. 原子力機構における安全文化醸成活動の取組み

2-1. 背景

原子力機構の安全確保への取組みは、旧二法人時代の各々の法人の取組みを引き継ぎ、原子力機構発足時（平成17年（2005年））には、経営及び業務運営の基本方針の第一項に「安全確保の徹底」に掲げ、その取組みを継続して積極的に推進してきた。

平成20年（2008年）、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、炉規法）に基づき同活動が義務化されたことを契機として、それまで実施していた安全確保への取組みは「安全文化」という枠組みで実施することになった。

原子力機構は、少量の核燃料物質や放射性物質（RI）を取り扱う実験施設から比較的規模の大きい発電炉（廃止措置段階）まで多様な原子力施設を有しているが、炉規法において安全文化醸成活動が求められているのは、燃料加工施設、再処理施設、研究開発段階発電用原子炉施設（ふげん、もんじゅ）、廃棄物管理施設など主にプラント規模で設備・機器を稼働する施設に限られ、核燃料物質使用施設や試験研究炉には求められていない。このため、原子力機構では当初、炉規法で安全文化醸成活動が求められている施設では「安全文化」の枠組みで取組み、その他の施設では同様の活動を「安全文化」ではなく従前の枠組みで取り組んでいたが、平成26年（2014年）からは原子力機構全体で安全文化醸成活動として取り組んでいる。

原子力機構は、研究系の他に技術系及び事務系の職員で構成され、安全文化醸成活動は職種に関わらず取り組んでいるが、炉規法に基づく原子力施設の保安管理業務は、主に技術系職員が担っている。なお、原子力施設の保安管理業務は、担当部署及び協力会社やメーカー等への業務委託等によって各種作業が実施されており、安全文化醸成活動には、これら外部の会社の従業員の協力も不可欠である。

2-2. 原子力機構の取り組みの概要

原子力機構は、前述のとおり基本方針の第一項に「安全確保の徹底」を示した上で、第二項以降には、「創造性あふれる研究開発」、「現場の重視」、「効率的な業務運営」、「社会からの信頼」を掲げている。原子力機構のすべての業務は、この基本方針に基づき実施されなければならない。安全文化醸成活動は、原子力機構の業務に従事する全ての従業員が「安全確保の徹底」の意識を共有することを目的に実施している。

具体的には、原子力機構として安全文化醸成に係る活動方針を定め、同方針に基づき、各拠点で活動計画を定めて取り組んでいる。原子力機構本部の安全・核セキュリティ統括部では、役員による安全巡視・意見交換による現場の課題の共有や各拠点の安全管理担当課長との会議を持って拠点毎のトラブル情報を共有するとともに、職員の安全に関する意識調査（アンケート）を実施して、拠点毎、部署毎の分析や経年変化の分析結果を安全文化醸成活動の改善に反映している。

また、昨年 6 月 6 日、大洗研究所燃料研究棟において、核燃料物質を収納した貯蔵容器の点検作業中に内容器のビニルバッグが破裂し、作業員 5 名が身体汚染するとともに内部被ばくをする事故が発生した。本事故に関わる大洗研究所の組織的な要因として、①保安活動を改善する取り組みができていなかったこと、②潜在的リスクに対して慎重さが足りなかったこと、③上級管理者の役割を果たしていなかったこと、の 3 点が挙げられた。これらの組織的な要因を踏まえ、原子力機構においては、リスクに対する感受性を高めるため今回の事故を教訓にした事例研究の実施、上級管理者による課題の吸い上げや活動状況を適宜確認し指導するなどによる継続的改善が定着する環境をつくることなどを各拠点に水平展開し、必要な対策を講じることとした。

3. 研究機関の安全文化醸成活動について

2.に述べる原子力機構の取り組みをも考慮しつつ、研究機関（研究系の部署や職場を含む）における安全文化、あるいは安全文化醸成活動について、主に原子力発電事業者の自主的・継続的な安全性向上への取り組みをサポートする自主規制組織の立場から、また、大学における RI 使用施設等の安全文化醸成活動（今後、法令により活動が求められる見込み）を推進するとともに関係学会での検討にも参画する立場からコメントを述べ、会場との意見交換に臨む。

4. おわりに

我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取り組みを報告し、有識者からのコメントを踏まえて関係者と意見交換を行うことにより、原子力や原子力利用に関わる我が国の研究機関や大学における安全文化醸成活動の一助とする。

研究者・技術者倫理と安全文化とは、密接に関連していることは明らかであるが、容易に整理できるものではない。本セッションにより、研究者・技術者倫理と安全文化との関係についても議論が深まることを期待する。

*Kimio Ito¹, *Norio Nomura¹, *Akihiko Kugo² and *Takeshi Iimoto³

¹IAEA, ²JANSI, ³Tokyo Univ.

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 ～研究機関の安全文化を考える～

Ethics of nuclear power stakeholders necessary to provide against disasters

- Consideration on the safety culture within R&D institution -

*伊藤 公雄¹, *野村 紀男¹, *久郷 明秀², *飯本 武志³¹原子力機構, ²原安進, ³東大

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）事故から7年が過ぎる中、1F事故を踏まえた規制やさらなる安全対策、継続的改善、安全文化醸成などの取組みが強化され、原子力発電所や研究炉など一部の原子力施設が再稼働を果たしている。このような中、倫理委員会では、1F事故の教訓を踏まえ、「災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理」をテーマとした企画セッションを複数回開催してきた。これらの企画セッションでは、原子力発電所を運営する電力会社や研究炉を有する大学の安全文化醸成活動等への取組みを報告していただき、安全文化、技術者倫理等について関係者と議論を深めてきた。

今回は、原子力に関わる研究機関の安全文化について、日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）における安全文化醸成活動への取組みに関する報告や話題提供、さらには有識者から、研究機関における安全文化、研究者・技術者倫理に関するコメントをいただき、それらの情報を基に参加者との意見交換を行うことで、関係者の今後の取組みの参考としたい。

日本原子力学会会員の3分の1が所属し、我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取組みをもとに研究機関における安全文化醸成活動や現状について議論することは、我が国の原子力の研究開発の現場における安全文化を考える上で有意義なものと考えている。

2. 原子力機構における安全文化醸成活動の取組み

2-1. 背景

原子力機構の安全確保への取組みは、旧二法人時代の各々の法人の取組みを引き継ぎ、原子力機構発足時（平成17年（2005年））には、経営及び業務運営の基本方針の第一項に「安全確保の徹底」に掲げ、その取組みを継続して積極的に推進してきた。

平成20年（2008年）、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、炉規法）に基づき同活動が義務化されたことを契機として、それまで実施していた安全確保への取組みは「安全文化」という枠組みで実施することになった。

原子力機構は、少量の核燃料物質や放射性物質（RI）を取り扱う実験施設から比較的規模の大きい発電炉（廃止措置段階）まで多様な原子力施設を有しているが、炉規法において安全文化醸成活動が求められているのは、燃料加工施設、再処理施設、研究開発段階発電用原子炉施設（ふげん、もんじゅ）、廃棄物管理施設など主にプラント規模で設備・機器を稼働する施設に限られ、核燃料物質使用施設や試験研究炉には求められていない。このため、原子力機構では当初、炉規法で安全文化醸成活動が求められている施設では「安全文化」の枠組みで取組み、その他の施設では同様の活動を「安全文化」ではなく従前の枠組みで取り組んでいたが、平成26年（2014年）からは原子力機構全体で安全文化醸成活動として取り組んでいる。

原子力機構は、研究系の他に技術系及び事務系の職員で構成され、安全文化醸成活動は職種に関わらず取り組んでいるが、炉規法に基づく原子力施設の保安管理業務は、主に技術系職員が担っている。なお、原子力施設の保安管理業務は、担当部署及び協力会社やメーカー等への業務委託等によって各種作業が実施されており、安全文化醸成活動には、これら外部の会社の従業員の協力も不可欠である。

2-2. 原子力機構の取り組みの概要

原子力機構は、前述のとおり基本方針の第一項に「安全確保の徹底」を示した上で、第二項以降には、「創造性あふれる研究開発」、「現場の重視」、「効率的な業務運営」、「社会からの信頼」を掲げている。原子力機構のすべての業務は、この基本方針に基づき実施されなければならない、安全文化醸成活動は、原子力機構の業務に従事する全ての従業員が「安全確保の徹底」の意識を共有することを目的に実施している。

具体的には、原子力機構として安全文化醸成に係る活動方針を定め、同方針に基づき、各拠点で活動計画を定めて取り組んでいる。原子力機構本部の安全・核セキュリティ統括部では、役員による安全巡視・意見交換による現場の課題の共有や各拠点の安全管理担当課長との会議を持って拠点毎のトラブル情報を共有するとともに、職員の安全に関する意識調査（アンケート）を実施して、拠点毎、部署毎の分析や経年変化の分析結果を安全文化醸成活動の改善に反映している。

また、昨年 6 月 6 日、大洗研究所燃料研究棟において、核燃料物質を収納した貯蔵容器の点検作業中に内容器のビニルバッグが破裂し、作業員 5 名が身体汚染するとともに内部被ばくをする事故が発生した。本事故に関わる大洗研究所の組織的な要因として、①保安活動を改善する取り組みができていなかったこと、②潜在的リスクに対して慎重さが足りなかったこと、③上級管理者の役割を果たしていなかったこと、の 3 点が挙げられた。これらの組織的な要因を踏まえ、原子力機構においては、リスクに対する感受性を高めるため今回の事故を教訓にした事例研究の実施、上級管理者による課題の吸い上げや活動状況を適宜確認し指導するなどによる継続的改善が定着する環境をつくることなどを各拠点に水平展開し、必要な対策を講じることとした。

3. 研究機関の安全文化醸成活動について

2.に述べる原子力機構の取り組みをも考慮しつつ、研究機関（研究系の部署や職場を含む）における安全文化、あるいは安全文化醸成活動について、主に原子力発電事業者の自主的・継続的な安全性向上への取り組みをサポートする自主規制組織の立場から、また、大学における RI 使用施設等の安全文化醸成活動（今後、法令により活動が求められる見込み）を推進するとともに関係学会での検討にも参画する立場からコメントを述べ、会場との意見交換に臨む。

4. おわりに

我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取り組みを報告し、有識者からのコメントを踏まえて関係者と意見交換を行うことにより、原子力や原子力利用に関わる我が国の研究機関や大学における安全文化醸成活動の一助とする。

研究者・技術者倫理と安全文化とは、密接に関連していることは明らかであるが、容易に整理できるものではない。本セッションにより、研究者・技術者倫理と安全文化との関係についても議論が深まることを期待する。

*Kimio Ito¹, *Norio Nomura¹, *Akihito Kugo² and *Takeshi Iimoto³

¹IAEA, ²JANSI, ³Tokyo Univ.

Planning Lecture | Over view Report | Over view Report 2 - Japanese University Network for Global Nuclear Human Resource Development (JUNET-GNHRD)

[3E_PL] Strategic Nuclear Education Model Program by Global Educational Network for Nuclear Human Resources Development

Chair: Tetsuo Iguchi (Nagoya Univ.)

Fri. Sep 7, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room E (A34 -A Building)

[3E_PL01] Outline of Program

*Kenji Takeshita¹ (1. Tokyo Tech)

[3E_PL02] 1st Subcommittee: Results of Nuclear Fundamental International TV Seminars

*Akira Nishimura¹ (1. Tokyo Tech)

[3E_PL03] 2nd Subcommittee: Results of Nuclear Safety Practical Seminar "Dojo"

*Manabu Sato¹ (1. Hachinohe Tech.)

[3E_PL04] 3rd Subcommittee: Results of Nuclear Human Resources Development for International Future Leaders

*Yasuhiro Kanto¹ (1. Ibaraki Univ.)

総合講演・報告 2

グローバル原子力人材育成ネットワークによる戦略的原子力教育モデル事業

Strategic Nuclear Education Model Program by Global Educational Network for Nuclear Human
Resources Development

(1) 全体概要

(1) Outline of Program

*竹下健二、事業代表者

東工大

1. 本事業の目的 「グローバル原子力人材育成ネットワークによる戦略的原子力教育モデル事業（平成 28 年度～30 年度）」の目的は、平成 22 年度に設立された「国際原子力人材育成大学連合ネット」をさらに発展させ、原子力教育・研究に携わっている有志の 19 大学（茨城大学、大阪大学、岡山大学、金沢大学、近畿大学、九州大学、京都大学、東海大学、東京工業大学、名古屋大学、八戸工業大学、福井大学、北海道大学、山梨大学、湘南工科大学、長岡技術科学大学、大阪産業大学）と国内の産業界（日本原子力研究開発機構、日本原子力産業協会、電気事業連合会など 10 機関）が連携・協力して、国内外の質の高い国際原子力人材を戦略的、かつ効率的に育成することである。文部科学省の機関横断的な人材育成事業の一環として、国内のみならず世界の原子力施設の安全確保や危機管理に貢献できる人材の育成を目指し基盤整備を実施してきた。本稿では、直近の 3 年間（フェーズ 3）の事業の成果を主体に、事業開始以来の 9 年間（フェーズ 1～3）の成果も交えて紹介する。

2. 運営体制 「グローバル原子力人材育成ネットワーク」に係る基本方針策定やモデル事業の企画・調整・運営等を効果的に実施するため、「運営企画会議」「3 分科会」を立上げ以下の活動を行った

第 1 分科会 TV遠隔システムを活用し、原子力の次世代の人材を広い分野から確保することを目的に、原子力教育を受けたことのない国内外の学生（他専攻、他学科、高専等）も対象とした原子力及び放射線に関する基礎教育「国際原子力基礎教育TVセミナー」を実施した。

第 2 分科会 原子力教育を受けたことのない国内外の学生を対象に、優れた国際感覚、高いコミュニケーション能力や情報発信能力を有するグローバル原子力人材育成を目指して 1ヶ所に集まり 1週間のセミナーを行う「実践的原子力安全教育道場」を実施した。

第 3 分科会 原子力工学に関心を持つ有能な学生を 19 大学から選抜し、海外大学あるいは、国際原子力機関（IAEA）等へ派遣し、優れた国際感覚、高いコミュニケーション能力や情報発信能力を有するグローバル原子力人材育成を目指し「原子力国際展開に向けた人材育成」を実施した。

3. 本事業の成果 「グローバル原子力人材育成ネットワーク」の基盤整備を目指して、19 大学の強い結束の下、活発な分科会活動を行い、以下に示すような成果を得た。

(1) 国際原子力基礎教育TVセミナー フェーズ 3 では、これまでに国内向けに 3 回、国外向けに 8 回実施した。9 年間のこれまでの受講者数は国内向けで 2,489 名、国外向けで 304 名に達した。

(2) 実践的原子力安全教育道場（アジア大会） 国内参加 19 大学及び海外参加 2 大学から優秀な学生を 10 名選抜し、平成 29 年度には福島県-茨城県において実施し、平成 30 年度には福井県で実施予定である。

(3) 原子力教国際展開に向けた人材育成 平成 28 年度には、日本の学生 3 名をタイ及びマレーシアに 1 週間、平成 29 年度には 2 名の学生を国際原子力機関（IAEA）に 2.5 ヶ月間のインターンシップ研修生として派遣した。

*Kenji Takeshita
Tokyo Tech.

総合講演・報告 2

グローバル原子力人材育成ネットワークによる戦略的原子力教育モデル事業

Strategic Nuclear Education Model Program by Global Educational Network for Nuclear Human
Resources Development

(2) 第1分科会「国際原子力基礎教育TVセミナー」の成果

(2) 1st Subcommittee: Results of Nuclear Fundamental International TV Seminar

*西村 章

東工大

1. はじめに 第1分科会では、これまでに構築したTV遠隔システムを活用し、原子力の次世代の人材を広い分野から確保することを目的に、原子力に関心があるが、原子力教育を受けたことのない国内外の優秀な学生（他専攻、他学科、高専）等を主な対象（原子力分野の学生も参加可）とした原子力及び放射線に関する基礎教育（「原子力道場」TVセミナー）に関する企画・運営を行ってきた。フェーズ3では、これまでに合計3回の国内向けTVセミナーと8回の国外向けTVセミナーを開催した。

2. 実施内容および成果 これまでに構築した国内向けTV遠隔システムに加え、平成28年度からは国外向けにも拡大し、原子力関係以外の分野を学ぶ学生も含め、原子力への関心を高めるための原子力基礎教育のTVセミナー（「原子力道場」）を実施した。大学連合参加大学は平成28年度より18大学に、平成30年度には19大学に拡大したが、これらの大学向けに平成28年度は、「原子力の基礎と応用」として九州大学、茨城大学、大阪大学、東京工業大学から順次講義配信した。フェーズ3としての平成29年度は「東京電力福島原子力発電所事故の教訓」（東京工業大学）、「放射性廃棄物の管理」（名古屋大学）として4コマの講義を配信した。また、国外向けとしては、時差の関係があり、1コマ/1日ずつタイのチュラロンコン大学とマレーシア国民大学に同時配信し、平成28年度は、「中性子と原子核反応の基礎」（福井大学）、「原子燃料サイクルと放射性廃棄物」（九州大学）、「革新的原子炉」（東京都市大学）、「福島第一原子力発電所事故の教訓」（岡山大学）、平成29年度は、「人に優しい放射線医療」（大阪大学）、「原子力セキュリティの基礎」（東京工業大学）、「核燃料サイクルのバックエンド紹介」（名古屋大学）、「プルトニウム問題」（東京工業大学）の計8コマの講義配信を実施した。これら国内外のTVセミナーの参加者は累計では、延べ419名に達した。フェーズ1から3のこれまでに国内向けには22回のセミナーを実施し、参加者の延べ人数は2,489名、また、国外向けはフェーズ2から開始し、これまでの13回の参加者が延べ304名となった。

これらのセミナーに参加している学生は必ずしも原子力を専門とする学生ばかりでなく、平均的に2/3は一般の学生である。参加者は原子力に対する非常に高い意識レベルを持っており、受講後のアンケート調査から、講義の有益性については、国内外とも「非常に役に立った」あるいは「有益であった」とした学生が全体の9割を超え、非常に高い評価を得ている。また、受講回数については国内の4割近くがリピータで、自身の興味に応じて継続的に受講していることが確認された。

3. おわりに 平成30年度は、国内向けに4コマずつの講義配信を2回、国外向けに1コマずつの4回のTVセミナーの実施を計画している。国内外とも、福島第1原子力発電所事故による原子力への風当たりの強い中、より安全で安心な原子力のあり方を学びとってもらおうと同時に、国内外の原子力事業の現状を踏まえて、今後の原子力のあり方を前向きに考えてもらえるような学びの場を提供していきたいと考えている。

*Akira Nishimura
Tokyo Tech.

総合講演・報告 2

グローバル原子力人材育成ネットワークによる戦略的原子力教育モデル事業

Strategic Nuclear Education Model Program by Global Educational Network for Nuclear Human
Resources Development

(3) 第2分科会「実践的原子力安全教育道場」の成果

(3) 2nd Subcommittee: Results of Nuclear Safety Practical Seminar “Dojo”

*佐藤 学

八戸工大

1. はじめに 第2分科会のフェーズ1と2では、国内の学生のみを対象としたセミナー「全国大会」を実施した。フェーズ3の平成29年度から、国外の学生も招き国内学生を交え、全て英語で行うセミナー「アジア大会」を実施した。いずれも、原子力工学を専門としない学生も含めて、原子力の基礎的な講義と原子力関連施設の見学を行ってきた。セミナーに国外学生も参加することにより、国内外の学生交流を通じて、優れた国際感覚、高いコミュニケーション能力や情報発信能力を有する原子力のグローバルな人材育成を目指した。

2. 実施内容および成果 平成28年度は「全国大会 in いばらき」として、茨城大学を幹事校に「原子力・放射線研究の最前線」をテーマとして実施した。国内大学から6名の学生が原子力の基礎、放射線の測定原理などの講義を受けるとともに、近隣の日本原子力研究開発機構(JAEA)の施設などを見学した。研修結果を踏まえ、学生達での討論を最後に行った。

平成29年度は「実践的原子力安全教育道場 アジア大会 in ふくしま」として、東京工業大学を幹事校に「福島原子力事故の教訓」をテーマとして実施した。国内大学6名、国外から4名の学生が、原子力発電所の最新技術から廃炉研究などの多岐にわたる講義を受講し、事故後の生々しい福島第一原子力発電所や福島第二原子力発電所の通常では見学が難しい格納容器内部まで見学した。日立GEニュークリア・エナジー社(日立GE)及び東京電力他のご支援を得た。

アジア大会 in ふくしまに参加した学生達の感想として、アンケートの結果には、日立GE、東京電力、JAEA、国際廃炉研究開発機構(IRID)や福島県他の方々のご尽力のお陰で、大変多くのことを学ぶ得難い機会を得たこと、とりわけ、海外の学生にとっては、外国人の自分たちにも発電所内部や最新の技術を包み隠さず見せてもらえたことに感激したことが記されていた。また国内の学生にとっても「大学で一番有意義で濃密な時間だった」との感想もあった。日ごろ付き合えない他国、他大学、他分野の学生同士の交流により「自分と異なるもの」を実感できるセミナーと感じてもらえた。

フェーズ1から含めるとこれまでに国内学生向けの全国大会を3回実施し、国外の学生も参加するアジア大会も今年度実施予定を含めると2回実施となる。これらのセミナーの参加者総数は100名を超えると見込まれる。数多くの原子力施設の現場見学や関係者の実体験を交えた講義を提供してきた。また国内外の学生達の交流を通じて日ごろ得難い経験の機会となっていること、アンケート結果からも今後の彼らの進路にも大きなインパクトを与えることができたのではないかと考えられる。

3. おわりに 平成30年度は、10月に福井大学を幹事校に「敦賀発電所運転開始から半世紀：原子力のこれからを学ぶ」をテーマとして、国内外の学生10名程度を福井県敦賀市に集め、福井大学での講義及び近隣の若狭湾エネルギーセンターや美浜発電所他を見学し、学生による討論を実施する計画としている。

*Manabu Satou
Hachinohe Tech.

総合講演・報告 2

グローバル原子力人材育成ネットワークによる戦略的原子力教育モデル事業

Strategic Nuclear Education Model Program by Global Educational Network for Nuclear Human
Resources Development

(4) 第3分科会「原子力国際展開に向けた人材育成」の成果

(4) 3rd Subcommittee: Results of Nuclear Human Resources Development
for International Future Leader

*関東 康祐

茨城大

1. はじめに 第3分科会では、原子力工学の基礎知識を既に有している優秀な学生を対象に、優れた国際感覚、高いコミュニケーション能力や情報発信能力を有するグローバル原子力人材育成を目的とした海外派遣事業を実施しており、その成果について以下に述べる。

2. 実施内容および成果 フェーズ3においては、平成28年度に大学連合参加校から選抜した3名の学生をタイのチュラロンコン大学及びマレーシア国民大学(UKM)へ併せて1週間派遣し、現地の学生と交流を図った。この派遣では、最初に、日本の学生からそれぞれの研究成果について及び福島第一原子力発電所事故に関連する我が国の状況について発表を行い、これに応じてチュラロンコン大学及びUKMの学生達からも研究成果やそれぞれの国の原子力の計画や放射線利用の研究状況等の発表があり、これらを踏まえて学生達で議論がなされた。この討論ではそれぞれの国における原子力の取り組み、また日本からの原子力技術輸出などが議論され、福島の経験を含めて日本の原子力技術に対する期待の大きさを知ることが出来、今後の研究や勉学に対する大きな刺激を与えられた。

また、平成29年度においては、大学連合参加校から選抜した2名の学生を国際原子力機関(IAEA)に派遣してインターンシップ研修を行い、国際感覚の醸成を図った。派遣した期間は平成29年年10月1日から約2.5か月間であった。このインターンシップ研修を通じて、人種、国の壁を越え、多くの人々と関わり、そして友人を得ることができ、国際的に活躍できる人材とはどのようなものかを認識する国際機関ならではの体験をされた。また、日本という国が国際的に見てどの位置に属しているか、どのようなマインドで諸課題を考えていくべきかを感じ取ることができた。

本事業では、フェーズ2の平成26年度(2014年度)よりIAEAのインターンシップ研修へ学生を派遣しており、これまでに8名の学生を派遣した。また、平成28年度と同様な短期の海外大学へフェーズ2の平成25年度にも6名を派遣した。従ってこれまでに派遣した学生は合計で9名となった。それぞれ上記に示すように、それぞれ現地の人たちと交流し、日ごろの大学生活では、経験できない多角的な観点から物事を見るという貴重な時間を得て帰国した。

3. おわりに 平成30年度は、平成29年度と同様に大学連合参加大学から選抜した2名の学生をIAEAのインターンシップへ9月より約3ヶ月間派遣する計画をしている。今年度も多数の応募者があり、意欲はありながら選抜に漏れてしまった学生も多数おられた。相手側からの期待も大きく、予算の関係でどうしても人数を絞らなければならないが、今後もこの事業を継続し、少しでも多くの学生を派遣することを期待したい。

*Yasuhiro Kanto
Ibaraki Univ.

Planning Lecture | Over view Report | Over view Report 3 - The University of Tokyo, Yayoi Research Conference -
Techniques and application of atomic and molecular spectroscopic analysis-

[3F_PL] Research developments using excellent properties of Lasers II

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

Fri. Sep 7, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room F (A36 -A Building)

[3F_PL01] Development of a non-invasive blood glucose sensor using a mid-infrared laser

*Koichi Yamakawa¹ (1. QST)

[3F_PL02] Development of a laser processing technique combined with water jet technique

*Ippei Ishizuka¹ (1. 日立GE)

[3F_PL03] Emission spectra of laser-produced plasma in water

*Tetsuo Sakka¹ (1. 京大)

レーザーの特長を利用した研究開発 II

Research developments using excellent properties of lasers II

(1) 中赤外レーザーを用いた非侵襲血糖値センサーの開発

(1) Development of a Blood Glucose Sensor using a Mid-IR Laser

* 山川 考一^{1,2}, 青山 誠^{1,2}, 赤羽 温^{1,2}, 小川 奏²¹ 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構² ライトタッチテクノロジー株式会社

1. はじめに

糖尿病患者にとって、高血糖の状態が続くと様々な合併症のリスクが高まるため、患者は図 1 に示すような採血型自己血糖計 (SMBG: Self-Monitoring of Blood Glucose) などを用いて、1 日複数回血糖値を計測しなければならない。現在行われている血糖計測法は、指などを針で穿刺して採取した血液で計測を行わなければならない。患者は煩わしさとともに苦痛や精神的ストレス、さらに感染症の危険を伴うなどの多くの問題をかかえている。また、穿刺針やセンサーチップ等の消耗品のコストが高く、年間約 20 万円/人の経済的負担を強いられている。そして糖尿病患者のみならず、病院等で日々患者の血糖計測を行う医療現場でも、採血にかかる負担を低減し、ひいては診断および治療のスピードアップ化のために非侵襲血糖計測に対する期待は大きい。

このような背景のもと、各種の非侵襲光血糖計測技術が研究され、20 数年にわたり世界中の多くの研究機関や企業などで開発競争が行われてきたが、いまだに製品実用化されていない。従来までの非侵襲光血糖計測技術の多くは、可視および近赤外光を照射することによる生体透過光あるいは反射光を利用し、グルコースの吸収を計測するものである^{1,2}。可視および近赤外光は生体上皮の毛細血管まで到達しやすいものの、近赤外光 (例えば波長 $1.5 \mu\text{m}$) でのグルコースによる吸収に起因する光強度の変化率は 0.4% 程度にすぎない。このため、検出される光強度は、グルコース以外の各種の血液中の物質 (タンパク質、脂質等) の影響を大きく受けるため、多変量解析等を用いてグルコース成分だけを取り出す工夫が必要とされるが、十分な計測精度を得ることができていない。また、こうしたグルコース以外に起因する吸収は、環境条件 (体温等) の影響を大きく受ける。

一方、中赤外線領域は分子振動と共鳴する領域であることに加え、共鳴波長が化学結合の種類によって異なることから分子の指紋領域と呼ばれ、古くから分子構造の分析などに利用されてきた。このように、物質特有の吸収波長を積極的に利用すれば、さまざまな物質の中で特定の物質 (本例では血中グルコース) のみに選択的に光を吸収させることができる。しかしながら、従来の中赤外光源は輝度が極端に低いため (我々が開発した中赤外レーザーの 10 億分の 1 の輝度)、実用化に必要な十分な精度は得られていない^{3,4}。

我々は最先端のレーザー技術を結集することにより、手のひらサイズの高輝度中赤外レーザーを開発し、一定の条件の下、国際標準化機構 (ISO) が定める計測精度を満たす非侵襲血糖計測技術を確立した。本研究開発では、医療機関から一般家庭まで広く普及できる小型の非侵襲血糖値センサーの実現を目指している。従来の採血型自己血糖計 (SMBG) に代わり、糖尿病患者が痛みを伴わず日常の血糖値管理ができる



図 1. 採血型自己血糖値センサー (SMBG: Self-Monitoring of Blood Glucose)

ようになれば、患者の QOL 向上につながる。さらに非侵襲の特長を生かして公共施設等にも設置できれば、健常者の予防意識を高めて糖尿病人口の増加を抑制することも期待できる。

2. 中赤外レーザーを用いた非侵襲血糖値センサーの開発

開発した中赤外レーザーは、グルコースの吸収が大きな波長 $9\ \mu\text{m}$ において、従来光源と比較して約 10 億倍もの強い尖塔出力を有しており、先行技術では得られなかった高い計測精度を実現することができる。

図 2 に示すように、中赤外レーザーから発生した光を被験者の指先などに対して局所的に照射すると、光子の一部は血中のグルコース分子に吸収される。一方吸収されなかった光子は拡散反射され、中赤外光検出器で検出される。これにより、

入射光と反射光との差分が血糖値として算出される。なお、一回のレーザー照射時間はわずか 5 秒程度である。

被験者 A がグルコース水溶液を経口摂取した後の血糖値（侵襲法と非侵襲法で同時計測）の時間変化を図 3 に示す。血液に対して SMBG を用いて計測した場合の血糖値の時間変化と、中赤外レーザー光を人の指へ照射したときの中赤外レーザー光のグルコースによる吸収時間変化を示している。図から明らかなように、時間と共に血糖値が上昇するのに伴い、グルコースの吸収によって中赤外レーザー光の強度が減少しているのがわかる。また、さらに時間が経つにつれ、血糖値が再び減少し始めると、グルコースによる吸収が弱まり、中赤外レーザー光の強度が再び増加していくのがわかる。

さらに 4 人の健常者 A、B、C、D に対して、日にちを変えて複数回、同様の経口ブドウ糖負荷試験を実施した。そしてこれまでと同様に SMBG での計測値と規格化された光強度の変化とを比較し、図 4 に示すクラークエラーグリッド分析法によってデータを分析した。クラークエラーグリッド



図 2. 採血が不要、体を傷つけず（非侵襲）、指先を光にかざすだけで約 5 秒で血糖値を計測

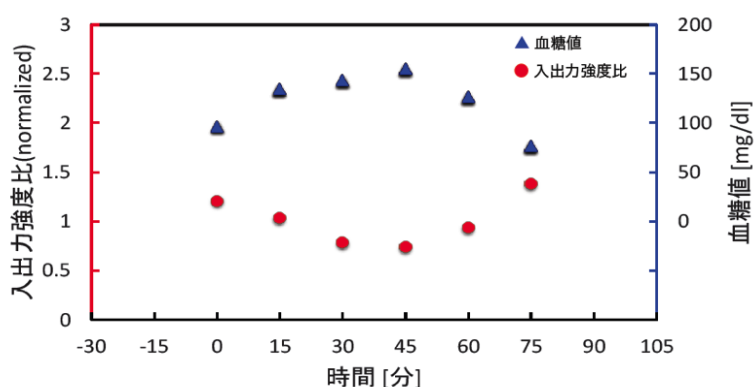


図 3. 経口ブドウ糖負荷試験。被験者 A の血液に対して SMBG を用いて測定した場合の血糖値の時間変化と、中赤外レーザー光を人の指へ照射したときの中赤外レーザー光のグルコースによる吸収時間変化を示している

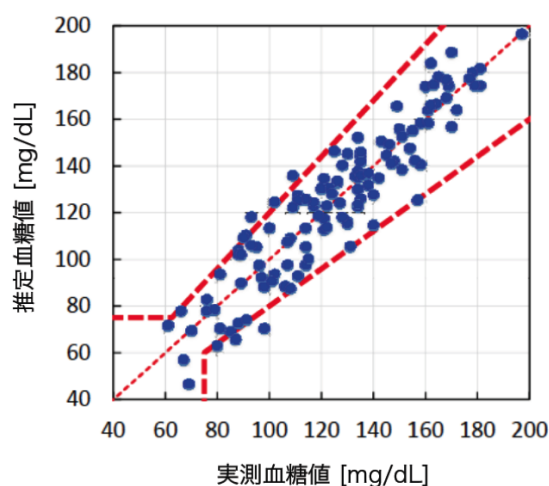


図 4. 経口ブドウ糖負荷試験。被験者 A の血液に対して SMBG を用いて測定した場合の血糖値の時間変化と、中赤外レーザー光を人の指へ照射したときの中赤外レーザー光のグルコースによる吸収時間変化を示している

分析は、患者の現在の血中グルコースの推定値の臨床的正確さを、基準計測器において得られた血中グルコース値と比較して明確にするために、1987年に開発された⁵⁾。なお、国際標準化機構（ISO）が定める基準（ISO 15197）では、血糖値 75mg/dl 未満では $\pm 15\text{mg/dl}$ 以内、75mg/dl 以上では $\pm 20\%$ 以内（図 2(b)における A ゾーン）に計測値の 95%以上が入っていれば合格とされている。ここで全被験者の計測結果（血糖値範囲 61～198 mg/dL）は、ほぼ全てが A ゾーンに収まっていることがわかる。すなわち、開発した非侵襲血糖値センサーを用いることにより、一定の条件の下、臨床的に十分な精度で血糖値を計測することができるといえる。今後はより幅広い血糖値範囲に対する有効性を示すために、糖尿病患者に対する臨床研究を予定している。

3. おわりに

非侵襲の血糖値センサーが普及すれば、糖尿病患者の負担を軽減するだけでなく、病院等で日々患者の血糖値計測を行う医療従事者の採血やデータ入力作業等の負担軽減、ひいては診断と治療のスピードアップにつながる。また、非侵襲の特長を生かして、会社や公共施設、ドラッグストアなどに設置して、採血なく手軽に健康状態をチェック出来れば、健常者の予防意識を高めて糖尿病人口の増加を抑制し、ひいては医療費、介護費の削減も期待できる。さらに、今後レーザー光源のさらなる小型化が進めば、ウェアラブルな装置を身につけたまま非侵襲で 1 日 24 時間、365 日の連続計測が可能になり、個人の生活習慣に合った質の高い健康管理が実現できると考えられる。

我々のレーザー技術を直接人々のために役立てたいと考え、国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構認定第 1 号ベンチャーとして、ライトタッチテクノロジー株式会社を 2017 年 7 月に創業した。最先端レーザーをコア技術に、病院から一般家庭まで広く普及できる小型の非侵襲血糖値センサーの事業展開を進め、2021 年度の製品化を目指している。

文献

- 1) 「グルコース非侵襲計測装置」、特許第 2641575 号、登録日：平成 9 年 5 月 2 日
- 2) 「非侵襲血糖計」、特許第 4483052 号、登録日：平成 22 年 4 月 2 日
- 3) 「赤外線による組織分析物の計測」、特許第 3686422 号、登録日：平成 17 年 6 月 10 日
- 4) Uemura T, Nishida K, Sakakida M, Ichinose K, Shimoda S, Shichiri M (1999) Non-invasive blood glucose measurement by Fourier transform infrared spectroscopic analysis through the mucous membrane of the lip: application of a chalcogenide optical fiber system, *Frontiers Med. Bio. Eng.*, **9**, 137-153
- 5) Clarke WL, Cox D, Gonder-Frederick LA, Carter W, Pohl SL (1987) Evaluating clinical accuracy of systems for self-monitoring of blood glucose, *Diabetes Care*, **10**, 622-628

*Koichi Yamakawa^{1,2}, Makoto Aoyama^{1,2}, Yutaka Akahane^{1,2}, Kanade Ogawa²

¹National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

²Light Touch Technology Inc.

レーザーの特長を利用した研究開発 II

Research developments using excellent properties of Lasers II

(2) レーザー・ウォータージェットによるはつり除去技術の開発

(2) Development of a laser processing technique combined with water jet technique

*石塚 一平¹, 武部 俊彦², 山田 知典³, 大森 信哉¹, 黒澤 孝一¹,
佐々木 豪², 中田 正宏², 酒井 英明², 柴田 卓弥³

¹日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社, ²株式会社スギノマシン,

³国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

1. 開発の背景および経緯

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所(以下 1F)の安全で確実な廃炉の実施は、国民の関心の高い課題になっている。1F の廃炉作業では、遠隔操作技術により炉内構造物や燃料デブリ等を切断し、取り出しが可能な大きさに加工する必要がある。また、公衆被ばくの低減や汚染拡大防止等の観点から、放射性ダストの飛散防止が求められている。

これまでに機械加工をはじめ様々な加工法が提案されている中で、レーザー技術は加工に伴う反力が少ないことや加工ヘッドがコンパクトであり遠隔操作機器とのマッチングが良い等の優れた特長を有していることから、廃炉作業における切断技術の一つとして期待されている。しかし、従来のレーザー切断技術はレーザー照射によって対象物を溶かし、その溶融物に大量のガスを吹きつけることで除去する加工原理である。そのため、1F の廃炉作業に適用する場合、放射性物質を含有するダストがガスとともに気相中へ飛散することが大きな課題である。

そこで、ガスの代わりに、ダストの飛散抑制に有効なウォータージェットをレーザーと組み合わせた切断技術を、日立GEニュークリア・エナジー株式会社、株式会社スギノマシン、および、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の3機関による共同研究で開発している[1][2]。本稿では、これまでに共同研究で取り組んできた開発内容と成果を報告する。

2. 開発内容と成果

2-1. はつり除去技術の加工原理

溶融等で変形した炉内構造物、燃料デブリ等の取り出しにおいては、その切断対象の厚さが不定であり、また加工に伴うダストの回収が必要であることから、対象物を表面から少しずつ削り取る、はつり除去技術が有効であると考えている。図1にレーザーとウォータージェットによる、はつり除去技術の加工原理を示す。レーザーを照射することで対象物を溶かし、その溶融物にウォータージェットを噴射することで除去する。ウォータージェットは溶融物の除去と冷却の両方の効果を持つため、ウォータージェットにより除去された溶融物は急速に冷却されることで固化し、ドロスとして対象物表面に固着することなく回収可能な状態となる。

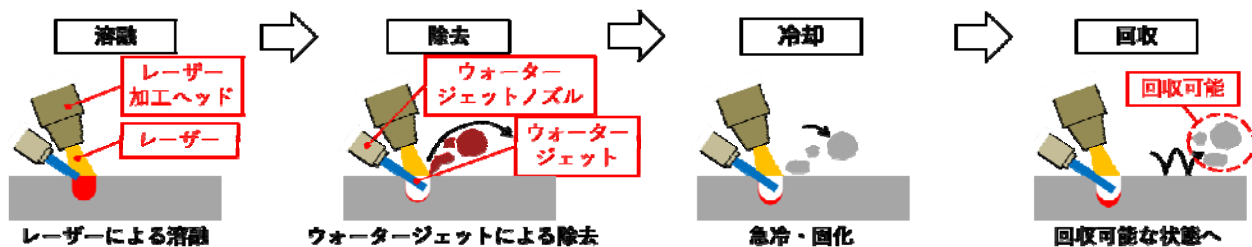


図1 レーザーとウォータージェットによる、はつり除去技術の加工原理

2-2. ウォータージェットによる溶融物の除去効果の確認

まず、ウォータージェットによる溶融物の除去と冷却の効果を確認するために、図2に示すような装置構成で炉内構造物の代表的な構成材料である金属(SUS304)の試験体表面にレーザーを照射し、同時に照射位置にウォータージェットを噴射する定点加工試験を実施した。なお加工中の様子はハイスピードカメラを用いて観察した。レーザー照射条件(レーザー出力、照射角度等)は固定条件とし、ウォータージェット噴射条件(噴射流量、噴射角度等)を変化させて試験を実施した。また、ノズル前方にチョッパーを設けることで連続噴射と断続噴射の2種類のウォータージェット噴射条件で試験を実施した。

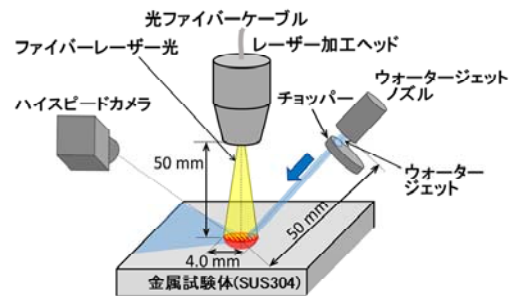


図2 装置構成 (模式図)

図3に、レーザー照射中の様子とレーザー照射後の試験体表面の状態を示す。連続噴射と断続噴射、いずれの条件も試験体表面のレーザー照射部に非貫通の穴が形成されており、ガスの代わりにウォータージェットを用いる場合も加工が可能であることを確認した。ウォータージェットを連続噴射した場合、レーザー照射によって生じた溶融物が穴から噴き出し、穴の淵に固く付着することを確認した(図3(a))。これはウォータージェットにより溶融物がすみやかに冷却され、試験体表面で固化したことで、付着したと考えられる。このように、ウォータージェットは溶融物の除去と冷却の両方の効果を持つため、そのバランスが重要となる。一方、ウォータージェットを断続噴射した場合、ウォータージェットの噴射とともに溶融物の小塊が吹き飛ばす様子が観察でき、レーザー照射後の試験体表面に溶融物の固着は見られなかった(図3(b))。これはウォータージェットを断続噴射することで、冷却効果が抑制されたためと考えられる。さらに、断続噴射の条件は連続噴射の条件と比較して溶融物の除去量(穴断面積)が大きいことがわかった。

以上の結果を踏まえ、本研究ではウォータージェットの断続噴射方式を採用し、レーザーと組み合わせたはつり除去試験を実施することとした。

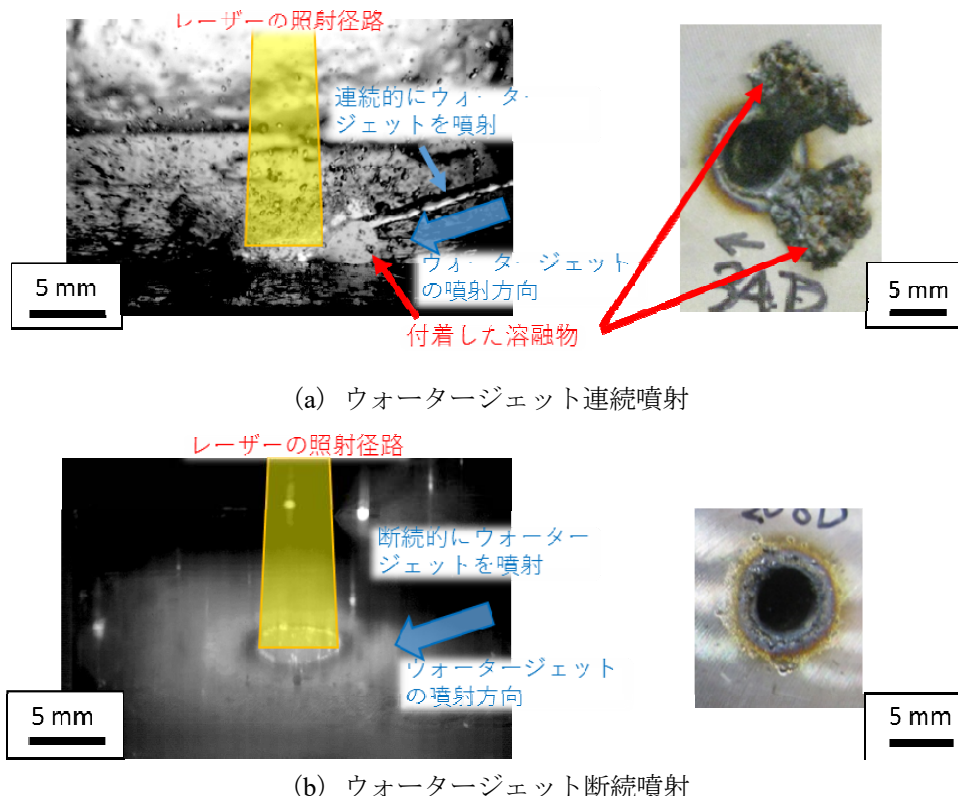


図3 レーザー照射中の様子と、レーザー照射後の試験体表面の状態

2-3. はつり除去試験

図4に、はつり除去の様子を示す。まずレーザー加工ヘッドとウォータージェットノズルを前述の定点加工の位置関係のまま同時に動かし、1ラインの走査を行う。これにより試験体表面のレーザー照射部を除去し、非貫通の細い溝を形成する。次に、加工後の溝が少し重なるようにレーザー加工ヘッドとウォータージェットノズルをスライドさせ、2ライン目、3ライン目と複数回走査を行う。11ライン加工した後の試験体表面の状態を図5に示す。試験体表面が削り取られており、加工面やその周囲への溶融物の固着も見られなかった。この加工をさらに何度も繰り返すことによって、金属試験体を表面から所定の広さにわたり深さ方向に向かって順に削り取ることが可能であることを見出した。



図4 はつり除去の様子

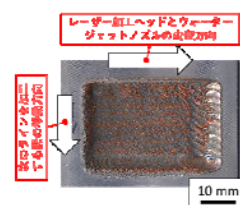


図5 金属試験体に対する加工結果

2-4. 燃料デブリ取り出しへの適用可否の確認

ここまでは金属試験体(SUS304)に対する加工性を示した。しかし、燃料デブリは金属と燃料の溶融混合物であり、スリーマイル島原子力発電所事故の知見から、硬くて脆い金属酸化物(セラミックスの一種)の層と粘り気のある金属の層が存在することが知られている。そこで、セラミックス試験体や金属とセラミックスを交互に配置して燃料デブリに見立てた試験体に対して加工性を確認した。加工後の試験体表面の状態を図6および図7に示す。金属試験体と同様、表面を削り取ることが可能であり、また、溶融物の固着も見られなかった。この結果から、レーザーとウォータージェットを組み合わせたはつり除去技術は、炉内構造物等の金属だけでなく燃料デブリの加工にも適用可能である見通しを得た。

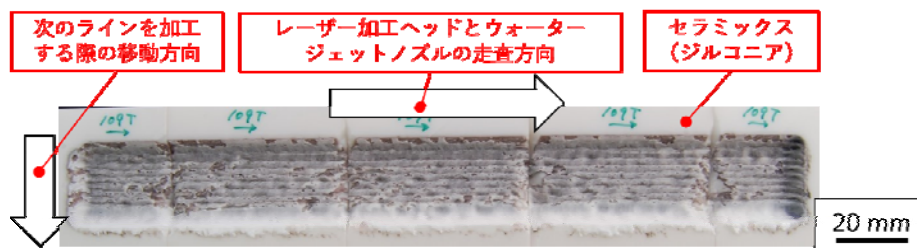


図6 セラミックス試験体に対する加工結果

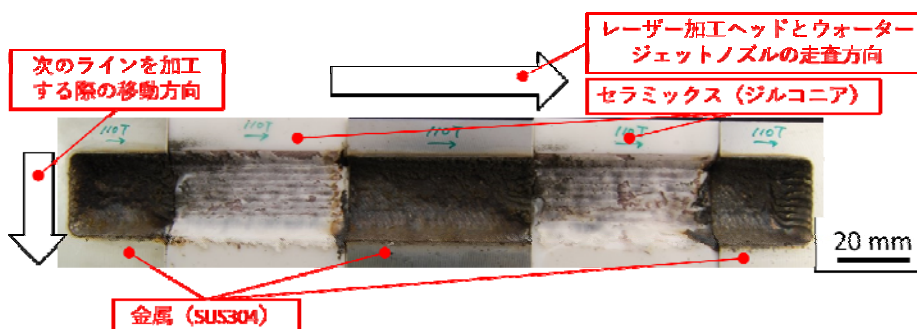
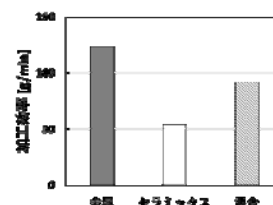


図7 金属・セラミックス混合試験体に対する加工結果



各試験体に対する加工効率比較結果を図 8 に示す。

図 8 各試験体の加工効率の比較

加工条件は、レーザー出力：8 kW、ウォータージェット噴射流量：約 1.6 L/min、ライン間の重なり率：約 56 %である。なお、加工効率は加工前後の試験体重量変化をレーザー照射時間で除すことで算出した。金属試験体の加工効率(約 120 g/min)と比較すると、セラミックス試験体の加工効率(約 50 g/min)は低く、金属セラミックス混合試験体は中間程度の加工効率(約 90 g/min)となった。セラミックスはレーザーを集光することで破碎可能であることが、既往の研究で実証されている[3]。また、本技術は対象物に応じてレーザー出力やウォータージェット流量を独立して制御することが可能である。そのため、例えば、燃料デブリを加工する際にセラミックスの多い層に対しては、レーザーをその表面に集光することで碎き、粘り気のある金属の層に対してはレーザー照射部にウォータージェットを噴射して、はつり除去するといった運用をすることで、より高効率な加工が期待される。

3. まとめと今後の展開

本共同研究で開発を進めているレーザーとウォータージェットを組み合わせたはつり除去技術について、ウォータージェットの断続噴射方式を採用することで、炉内構造物や燃料デブリ等の加工に適用可能となる見通しを得た。今後は実機適用に向け、加工の際に削り取られた熔融物の性状評価を実施し、それらを回収する装置を開発する予定である。さらに本加工技術の実機適用可能性を補完するために大型計算機を利用して、より高出力のレーザーを用いた場合の入熱に対する水と物質の相互作用や、熔融量等の解析を進める。これらの課題を解決し、技術の確立に向け、引き続き研究を進めていく。

参考文献

- [1] 武部俊彦, 他, 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 2C13 (2016)
- [2] 羽成敏秀, 他, 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 2C14 (2016)
- [3] 村松壽晴, 他, JAEA-Research, 2013-024, 1-47 (2013)

^{*}Ippei Ishizuka¹, Toshihiko Takebe², Tomonori Yamada³, Shinya Ohmori¹, Kouichi Kurosawa¹, Go Sasaki², Masahiro Nakada², Hideaki Sakai², Takuya Shibata³

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., ²SUGINO MACHINE, Ltd., ³Japan Atomic Energy Agency

レーザーの特長を利用した研究開発 II

Research developments using excellent properties of lasers II

(3) 水中レーザープラズマの発光スペクトル

(3) Emission spectra of laser-produced plasma in water

*作花 哲夫¹¹ 京都大学

1. はじめに

レーザー誘起ブレイクダウン分光法 (laser-induced breakdown spectroscopy, LIBS) は、試料の前処理が不要であるため、その場分析への応用が期待されている。特に水中の多様な固体物質をその場分析する方法は限られているため、水中 LIBS は重要なテーマである。一般に水中 LIBS には、プラズマの自由な膨張が阻害され、定量性のある原子発光線スペクトルが得られないという困難さがある。また、気相中と異なり、水中でのプラズマ生成は気泡の生成を伴う必要があり、そのメカニズムは複雑である。水中 LIBS を定量分析として確立するためには、試料を化学量論的にアブレーションさせ、また、高温・希薄で安定なプラズマを生成させ、さらにプラズマ内でクラスター化などの化学反応が進行する前に発光スペクトルを測定することが必要である。本講演では、水中 LIBS に関して我々が行ってきた研究を中心に述べる。

2. 水中 LIBS

2-1. ロングパルス LIBS

水中 LIBS では、気泡の中に安定なプラズマを生成させることが必要であるが、その方法としてダブルパルス照射が提案された[1]。この方法では、第 1 パルスで生成された気泡が成長した後に、第 2 パルスで気泡中のターゲットを照射することで、明瞭な原子発光線スペクトルが得られる希薄なプラズマを生成させている。一方、パルス幅~150 ns といった長いナノ秒パルス (ロングパルス) を照射することでも明瞭な原子発光線スペクトルが得られる[2]。この方法では、30 MPa の静水圧までスペクトルが大きく変化しないことがわかっており[3]、深海における海底探査への応用が期待されている[4]。ロングパルス照射によって明瞭なスペクトルが得られるメカニズムの解明を目指して、プラズマ生成初期におけるダイナミクスを調べた結果、短いパルスの場合と異なり、プラズマ発光に対する気泡生成のタイミングが比較的に早いことがわかった[5]。これにより、ロングパルス照射では単一パルス照射であっても希薄なプラズマが得られ、明瞭な原子発光線スペクトルが得られると考えられる。

2-2. プラズマ中での化学過程

LIBS では、通常プラズマ中の遊離原子を計測するため、二原子分子やクラスター生成によって遊離原子の密度が低下すると、測定結果の定量性は低下する。生成初期のプラズマの温度は 6000 K 以上であり、多くの原子は遊離原子として存在する。しかし、LIBS 計測は、プラズマが膨張して希薄になったあと (遅延時間~500 ns) であるため、遊離原子密度の低下を考慮する必要がある。我々は、透過スペクトルによって原子密度を測定し、その減少が二原子分子生成の平衡論によって説明できることを明らかにした。

さらに、温度が低下したプラズマでは、熱力学的な解析の前提となる熱平衡性が著しく低下することが考えられる。現在、速度論にもとづくプラズマ内でのクラスター生成反応の解析について検討している。

参考文献

- [1] A.E. Pichahchy, D.A. Cremers, M.J. Ferris, *Spectrochim. Acta B* 52, 25–39 (1997).
- [2] T. Sakka, H. Oguchi, S. Masai, K. Hirata, Y.H. Ogata, M. Saeki, H. Ohba, *Appl. Phys. Lett.* 88, 061120 (2006).
- [3] B. Thornton, T. Sakka, T. Takahashi, A. Tamura, T. Masamura, A. Matsumoto, *Appl. Phys. Express* 6, 082401 (2013).
- [4] B. Thornton, T. Takahashi, T. Sato, T. Sakka, A. Tamura, A. Matsumoto, T. Nozaki, T. Ohki, K. Ohki, *Deep-Sea Research I* 95, 20–36 (2015).
- [5] T. Sakka, A. Tamura, A. Matsumoto, K. Fukami, N. Nishi, B. Thornton, *Spectrochim. Acta B* 97, 94–98 (2014).

*Tetsuo Sakka¹¹Kyoto Univ.

[3H_PL] Application of Artificial Intelligence Technologies and its Future Prospects

Chair: Kei Ito (Kyoto Univ.)

Fri. Sep 7, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room H (B32 -B Building)

[3H_PL01] Construction of surrogate model for prediction of crack propagation using deep learning

*Yoshitaka Wada¹ (1. Kindai Univ.)

[3H_PL02] Preliminary Study of Technology for Replacing Computational Mechanics Simulation with Machine Learning

*Yasushi Nakabayashi¹ (1. Toyo Univ.)

[3H_PL03] Advancement of Nuclear Reactor Inspection with Image Processing and AI

*Naoki Hosoya¹ (1. Hitachi)

計算科学技術部会セッション

人工知能技術の活用と将来展望

Application of Artificial Intelligence Technologies and its Future Prospects

(1) 深層学習によるき裂進展予測のためのサロゲートモデルの構築

(1) Construction of surrogate model for prediction of crack propagation using deep learning

*和田 義孝¹¹近畿大学 理工学部 機械工学科

1. はじめに

ILSVRC 2012 におけるディープラーニング（深層学習）⁽¹⁾の有効性が画像認識において示されその可能性に多くの人々が期待する状況になって久しい。しかし、計算力学や CAE といった分野こそ、ディープラーニングとの親和性が高いと期待するもののその応用方法・利用方法については先行研究事例が少ない。一方で、もともと多くのデータを必要とする分野（材料設計、流体工学等）においては特徴量を抽出する多次元非線形マッピングの技術としてディープラーニングの利用例が複数報告されている⁽²⁾。本研究では重合メッシュ法によるき裂進展データを大量に生成し、何をどのように学習するのがサロゲートモデルの構築に有効なのかをき裂進展挙動を通して考察する。

2. ディープラーニングの現状

画像認識に代表される文字認識、人認識、顔認識等のピクセル単位で学習するディープラーニング（＝大規模入力、多階層のニューラルネットワーク）の成功例⁽¹⁾から大規模な研究開発および IT 企業および自動車企業による投資が始まった。これらの動きに呼応する形で、例えば NVIDIA による GPGPU 開発のディープラーニング向けの開発⁽³⁾、各研究機関および大学によるディープラーニング向けの API の開発など加速した。これらの動向に対して CAE に対する AI およびディープラーニングへの適用の期待も高まっている^(4,5)。しかし、画像解析による応用はその事例は多数見受けられるが、一方で物理現象、工学設計における応用方法が全く示されていない現状がある。USNCCM2017（米国計算力学学会）において E. Haber によりディープラーニングの新しい学習方法の提案が Semi-plenary lecture⁽⁶⁾があった。この講演における要旨は、計算力学の手法をディープニューラルネットワークの学習に適用することにより計算科学研究者の提案よりさらに効果的な学習が達成できるという点である。学習手法にたいするブレイクスルーを示唆する画期的な発表があった。複雑な問題、多入力・他出力のディープニューラルネットワークの学習方法の進歩に大きく貢献することが現在進行している。一方で、トヨタ自動車は、自動運転実現のためにはあと 142 億万kmの走行距離が必要だという試算を示している⁽⁷⁾。この数値は、技術のある運転手が 10000 人・台が一人 1 万³メートル以上の走行距離が必要だと示唆している。学習は人間の経験と相対するところがある。例えば、事故、回避などのアクシデント事例は特に学習が必要であるが、そういったケースは全体のデータに対する学習ケース（時間）は少ない。詳細は後述（5章）するが、荷重方向に対して角度を有するき裂は進展の直後少ない時間で進展方向を変える。つまり、学習するためのデータ数が少なくなる。このことは、多くの工学応用に関して常に問題となる。また、多くの工学問題ではどの場所のどのような物理量を学習させればよいのかの知見が全くないことが大きな課題であると指摘できる。

3. ディープラーニングを実現する技術

現在、ディープラーニングという言葉には次のような意味が込められていると考える。

*Yoshitaka Wada¹¹Department of Mechanical Engineering, Kindai University

「バックプロパゲーション(BP)法の改良および過学習の防止手法も含めた多入力多階層のニューラルネットワーク(NN)の学習手法およびそれらの学習で得た NN の重み係数」

つまり、ディープラーニングとはアルゴリズムを指し示すだけのテクニカルタームではない。このタームは自動運転や人工知能を実現するための重要な役割があることが同時に期待されていると昨今の報道⁽⁸⁾から理解できる。

ニューラルネットワークは、Fig.1 に示すノードとそれらを結ぶ結線によりモデル化される。すべての結線はノードから出力された値を変更する重み w_{ijk} とバイアス b_{ijk} が与えられる。各ノードは式 1 に表されるシグモイド関数（他の関数形式も存在する）により演算されることが一般的である。この関数の特徴は、Fig.2 に示すように、入力値が大きくなると 1 に漸近し、入力値が小さくなると 0 へ漸近する。入力値が 0 では 1/2（傾き 1/4）を出力する。

最も基本的な関数 $f(x)$ のフィッティングを行うには 1 入力 1 出力のニューラルネットワークの学習を行えばよい。一般的には入力、出力ともにベクトルないしマトリックスになる。画像の学習（文字認識、人や車の認識）は 1 ピクセル=1 入力となるためマトリックスがその入力になる。

ニューラルネットワークでは、大規模な重み重み w_{ijk} とバイアス b_{ijk} の逐次更新により学習を進める。学習が進んだニューラルネットワークはエンジニアが望んだ能力を獲得している状態を学習により達成する。具体的には、Fig.3 に示すような流れで学習を行う。これらの方法は、SOR 法などのような初歩的な反復法ソルバーと同じ程度のプログラミングが要求されているためニューラルネットワーク実現のための基本的な骨子の理解は極めて容易である。

本章の冒頭においても述べたように通常の誤差逆伝播学習では大規模なニューラルネットワークは学習ができなかった。それらの学習を可能にしたのがいくつかの学習方法の改善である。例えば、10 層以上の学習を確実に進めるためには、出力と入力に同じ値を用いて 1 層ずつ学習を進める方法がよくとられている。また、最新の研究結果では 2 階層のマルチグリッドであるコースグリッドコレクションを利用した学習方法も提案⁽⁹⁾されており、学習結果もより誤差が小さくなることも示されている。入力データに意図的に誤差を与えて学習をさせる方法も取られる。この方法の利点はデータセット数が簡単に数倍に増やせる点である。これらの学習を強化する方法を組み合わせるとディープラーニングが実装され様々な成果を生み出している。

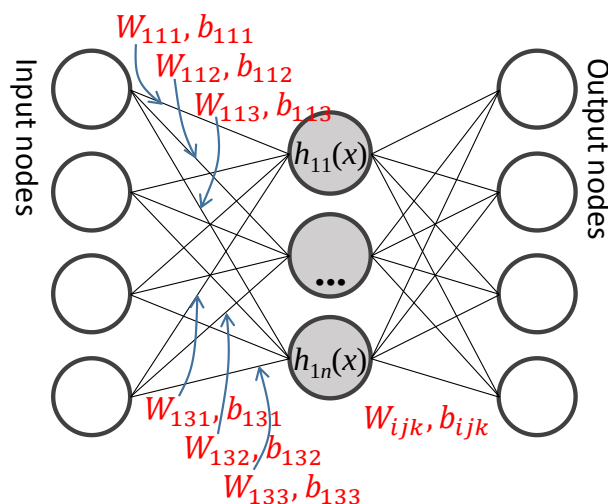


Fig.1 ニューラルネットワークの構成

$$h_{mn}(x) = \frac{1}{1 + e^{-\sum_{i=1}^k (W_{mni}x + b_{mni})}} \quad (1)$$

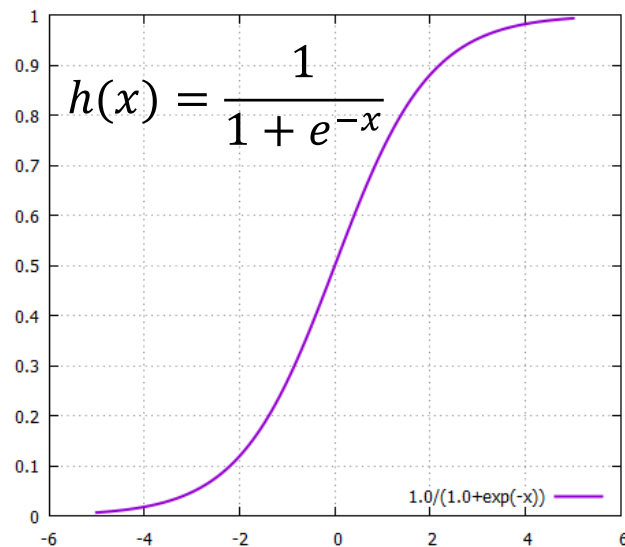


Fig.2 シグモイド関数

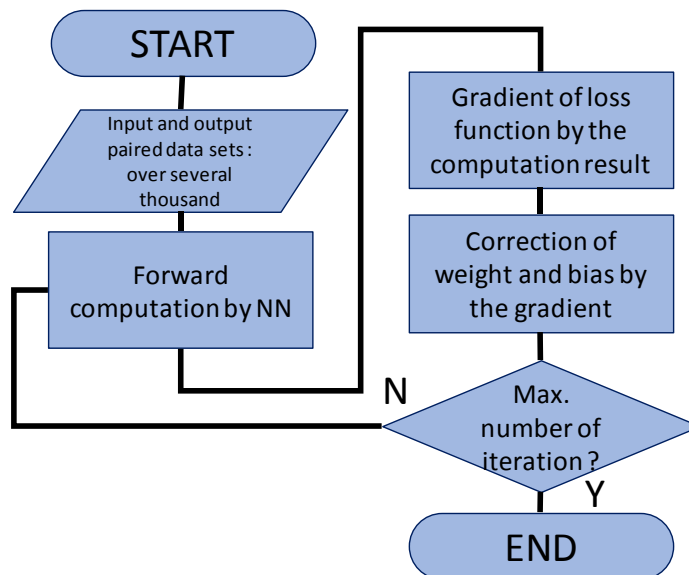


Fig.3 ニューラルネットワークの学習

4. CAEにおけるサロゲートモデル

工学応用への問題を考えると、何を入力と出力にするのか。学習データはどのように準備するのが最大の問題となる。物理現象は空間、物性、物理量（変位、速度、ひずみ、応力、温度等）が入力または出力されることになる。物理量を学習（測定）する位置の取扱いを一般化しなければ座標系依存の学習となる。そこから法則を見出すことは困難である。例えば、同じ目的の部品においてもそのサイズが 10 倍も異なる場合サイズの違いをどのように扱うのかを定める必要がある。形状が決まっているのであれば、ノーマライズを行うことが入力のパラメータを減じることになる。ただし、ノーマライズを行った係数は学習対象となる。また荷重に関しても同様で特に弾性問題であれば単位力を想定して学習させる。

サロゲートモデルは代替モデルとして物理現象を模擬するモデルである。したがって、微分方程式を完全に代替するものではない。これまでパラメトリックに問題を解いていた場合、変数を可能な限り限定することにより現象の傾向を把握していた。例えば、ニューラルネットワークを使ったサロゲートモデルであれば多数の変数を用いて学習し、より自由度の高いサロゲートモデルの構築が可能となる。しかし、例えば非線形問題においては解析結果の取得に時間が必要であることと解析精度の低さが問題である。繰返

しの応力ひずみ関係はヒステリシスループを示し1つのひずみ（変位）に対して複数の応力（荷重）状態を示す。確実に学習できるとすれば降伏局面や背応力自体を学習させることである。しかし、実際の降伏現象は等方硬化、移動硬化の混合で生じているうえに降伏局面が連続であるとは限らない。ディープラーニングによる学習はそういったモデル化が困難な現象に対して学習できる可能性がある。したがって、今後どのような物理量を学習させることが精度よく実質的な時間で学習が行えるのかを調べる必要がある。

5. き裂進展サロゲートモデル

本稿では、疲労き裂進展を具体事例としてディープラーニング技術を適用しき裂進展挙動が予測できるかどうかを検証した。3つのフェーズを想定し、フェーズ1は応力拡大係数から進展方向ベクトルおよび進展速度を学習、フェーズ2はき裂先端近傍応力、変位から進展方向ベクトルおよび進展速度を学習、フェーズ3は初期き裂中心位置を原点としき裂先端位置およびき裂が向いている方向ベクトルから進展方向ベクトルおよび進展速度を学習、という3つの場合に分けた。実用上はき裂先端の位置および進展方向のベクトルから学習できることが望ましい。その理由は、き裂を画像的に扱うことにより直接その余寿命やき裂形状の予測が可能になるためである。

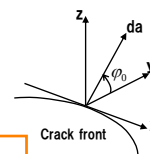
疲労き裂進展解析は、弾性計算（ポアソン方程式）、応力拡大係数、等価応力拡大係数、き裂進展速度、き裂進展方向を微小ステップで解析を行いその履歴（積分）として最終的なき裂進展形状が計算される。Fig.4に等価応力拡大係数、き裂進展速度およびき裂進展方向を決定する経験則による式を示す⁽⁹⁻¹¹⁾。ディープラーニングによりこれら式を陰的に再構成されるかどうか工学分野における応用のための提示すべき具体例である。

Crack growth direction: Richard's criterion

$$\varphi_0 = \mp \left[A \frac{|K_{II}|}{K_I + |K_{II}| + |K_{III}|} + B \left(\frac{|K_{II}|}{K_I + |K_{II}| + |K_{III}|} \right)^2 \right] \quad (*)1$$

$$\varphi_0 < 0^\circ \text{ for } K_{II} > 0 \text{ and } \varphi_0 > 0^\circ \text{ for } K_{II} < 0 \text{ and } K_I \geq 0$$

$$A=140^\circ, B=-70^\circ$$



Crack growth rate: Paris's law

$$da/dN = C(\Delta K_{eq})^n \quad (*)2$$

$$K_{eq} = \frac{K_I}{2} + \frac{1}{2} \sqrt{K_I^2 + 4(\alpha_1 K_{II})^2 + 4(\alpha_2 K_{III})^2} \quad (*)3$$

$$\alpha_1 = K_{Ic}/K_{IIc} \text{ and } \alpha_2 = K_{Ic}/K_{IIIc}$$

$$\alpha_1 = 1.155, \alpha_2 = 1.0$$

Material
A533B steel E=206GPa, $\nu=0.3$
C=1.67×10⁻¹², n=3.23

Fig.4 き裂進展則にかかわる多くの法則とパラメータ(8、9)

学習データは重合メッシュ法(以下 s-FEM)によるき裂進展解析⁽¹¹⁾を用い約5,000におよぶデータを生成した。データをもとに、ノイズ混入、ノード停止などのテクニックを用いて総学習数12万回を行った。実用的観点からは12万回の学習数は極めて少ない。Fig.5にき裂進展速度の学習結果を示す。またその具体的な予測された数値を表1に示す。S-FEMによるき裂進展解析と同様にシミュレーションによるき裂進展速度の予測は1サイクル当たりの進展量ではない。理由は、1サイクル当たりの進展量は10⁻¹²のオーダーのためそのサイズではメッシュ生成ができない。したがって、最小メッシュサイズあたりに何サイクル必要か計算することで、き裂進展数値シミュレーションを連続的に行う。Fig.6から、き裂進展開始直後では大きな差異が左右のき裂先端部位でみられる。しかし、き裂進展が進むにつれS-FEMの結果と一致する。荷重方向に対して斜めに存在するき裂が繰返し荷重を受けると急激にその向きを変え、その後はほぼ水平に進展する。つまり、き裂の向きを変える学習が少ない。進展方向を変える学習データ数は全体の学習データ数のわずか4%程度にしか過ぎない。

本適用例は、CAEアプリケーション自体をデータ生成のための手法として利用することの提案である。

近年の配列計算機環境およびクラウドによる並列計算サービスの利用を考えればパラメトリックにバッチ処理を実行する技術的困難さはほとんどない。このような、状況を踏まえて CAE アプリケーションにデータを生成されば、意図的に境界領域（考えている解空間の端）およびデータ数の取得が相対的に少なくなる箇所（本適用例ではき裂進展直後）を適切に理解しデータの密度を適正化（必要なデータの密度の均質化）が可能となる。

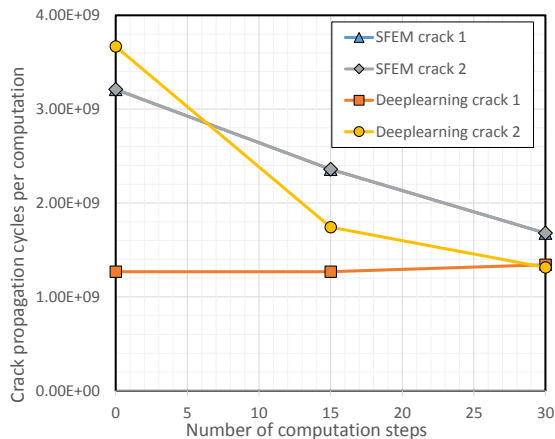


Fig.5 き裂進展速度の予測結果と進展ステップ数



Fig.6 機械学習によるき裂進展予測と重合

メッシュ法によるき裂進展

(正解)：黒・初期き裂、赤・重合メッシュ法、
青・ニューラルネットワークによる予測

6. おわりに

ディープラーニングおよびそれらを実用化するための技術集積により実用化が進行している。また、学習方法も様々な分野の知見を適用することによりより効果的・効率的なサロゲートモデルの構築が可能となると考えられる。一方で現象の分析と効果的な学習パラメータ選定など知見の獲得が急務である。

参考文献

- (1) A. Krizhevsky, et al., ImageNet Classification with Deep Convolutional, Advances in Neural Information Processing Systems 25 (NIPS 2012), 2012
- (2) 日本機械学会第30回計算力学講演会講演論文集、大阪、2017
- (3) 井崎、NVIDIAのディープラーニング戦略と最新情報、GPU Technology Conference、Tokyo、2016
- (4) 和田、CAEにおけるディープラーニング活用のための一考察（ディープラーニングによるき裂進展挙動予測）、第48回関西CAE懇話会、京都、2016
- (5) 和田、CAEにおけるディープラーニング活用～重合メッシュ法によるき裂進展挙動学習～、ADVENTURECluster ユーザー会 2017、Tokyo、2017
- (6) E. Haber、Deep Learning Meets Differential Equations and Optimal Control、14th U.S. National Congress on Computational Mechanics、Semi-plenary lecture、Montreal、2017
- (7) トヨタ社長「142億キロの試験走行」で自動運転実現を宣言、<https://forbesjapan.com/articles/detail/13813>、2016
- (8) 例えば http://monoist.atmarkit.co.jp/mn/subtop/features/automated_vehicle/ などの特定情報をクリップする記事
- (9) H. A. Richard、M. Fulland、M. Sander S. N., Fatigue Fract. Eng. Mater Struct., Vol. 28, pp. 3-12, 2005
- (10) P. C. Paris and F. Erdogan, J. bas. Eng. Mater. Trans. ASME, Ser. D, 85, pp. 528-533, 1963
- (11) 菊池、和田ら、重合メッシュ法を用いた疲労き裂進展シミュレーション(第2報二つの段違いき裂の相互作用の検討)、機論A、74巻、745、2008

計算科学技術部会セッション

人工知能技術の活用と将来展望

Application of Artificial Intelligence Technologies and its Future Prospects

(2) 計算力学シミュレーションを機械学習に置き換える技術の基礎的検討

(2) Preliminary Study of Technology for Replacing Computational Mechanics Simulation
with Machine Learning*中林 靖¹, 増田 正人², 田村 善昭¹¹東洋大学, ²東京大学

1. 緒言

近年の第3次人工知能ブームもしくは深層学習(Deep Learning)ブームにおいては様々な先端的な手法が提案されているが、中でも画像認識コンペティション[1]や Google の猫[2]などに代表される畳み込みニューラルネットワーク(CNN: Convolutional Neural Network)[1][2]を用いた画像認識技術、また、再帰型ニューラルネットワーク(RNN: Recurrent Neural Network)[3]およびそれを拡張した長期短期記憶(LSTM: Long Short-Term Memory)[4]を用いた時系列データの学習技術は大きな成功を収めている。

一方、数値解析分野では超大規模解析や連成解析、マルチスケール解析などの計算機パワーを活かした高精度解析や複雑形状の解析などが盛んに行われている[5][6]。しかし、超大規模解析や複雑な解析には多くの時間を要し、1 ケース数日から数週間も計算に時間がかかる場合もある。そこで、予めある程度の解析結果を知ることができれば、得たい情報の詳細な解析への手がかりを得ることができ、解析の試行回数削減により、トータルの解析時間の短縮につながると考えられる。

本研究では、深層学習を用いた解析結果予測を最終目標として、ある解析時刻の状態から次の時刻の状態を予測するネットワークを構築する。数値解析では、解析結果は物理量を節点上に持つため、空間的な意味合いが非常に重要である。そのため、従来の LSTM では取り扱えていなかった空間情報を考慮した学習モデルである Convolutional LSTM(ConvLSTM)[7]を用いる。ConvLSTM は動画像から未来の画像を予測するために開発されたネットワークであるが、ここでは空間情報を節点情報とし、物理量は Convolutional 層の入力チャンネルとして対応させることで解析結果の予測を行うことが可能であると考えられる。本稿では、数値解析結果予測のために ConvLSTM を用いることを提案する。今回は解析結果予測することが可能であるかを検討するため、解析結果の渦度と圧力場を可視化した画像を用いて学習を行った。可視化画像を用いることで解析結果の物理量の一部を表現することができ、コーディングの単純化と学習の高速化が図れる。学習済みモデルを用いて解析結果を予測し、正しい画像と比較し、提案方法の有用性を示す。

2. Convolutional LSTM [5]

時間的な状態情報をもとに未来の状態を推定する方法の一種に LSTM がある。LSTM は従来 1 次元の特徴量情報を再帰的に呼び出し、予測時の入力情報として入力データとマージして扱う。Convolutional LSTM(以下 ConvLSTM) では従来 1 次元の特徴量情報を 2 次元の Convolutional 層に拡張し、空間情報として過去の入力情報を記憶することができる。つまり、シーケンシャルに空間情報を追跡することが可能となる。ConvLSTM の各ゲート及び活性化関数を以下に示す。

ここで、 X は入力群、 H は隠れ層状態、 C は cell の出力を表し、 i, f, o はそれぞれ input, forget, output のゲートを表す。これらの変数は 3 次元のテンソルであり、時刻 t と 2 次元の空間情報(row, column)を有する。計算記号である“*”は畳込み積、“!”はアダマール積を表す。

$$\begin{aligned} i_t &= \sigma(W_{xi} * X_t + W_{hi} * H_{t-1} + W_{ci} ! C_{t-1} + b_i) \\ f_t &= \sigma(W_{xf} * X_t + W_{hf} * H_{t-1} + W_{cf} ! C_{t-1} + b_f) \\ C_t &= f_t ! C_{t-1} + i_t ! \tanh(W_{xc} * X_t + W_{hc} * H_{t-1} + b_c) \end{aligned}$$

$$o_t = \sigma(W_{xo} * X_t + W_{ho} * H_{t-1} + W_{co} * C_t + b_o)$$

$$H_t = o_t \cdot \tanh(C_t)$$

3. 検証実験

3.1 学習用数値解析データ

深層学習やニューラルネットワークの学習には大量の学習データが必要となる．一般的に ConvLSTM は画像データを入力し，画像データを出力する．本研究で用いる入力データも同様に解析結果を可視化した画像とし，出力データも解析結果を可視化した画像を用いる．この画像データを解析結果の物理量に置き換えることで，解析結果の物理量を予測することが可能であるが，簡単のため，今回は可視化画像データとする．解析モデルは 2 次元円柱周りの流体解析であり，計算領域を 1250×800 の直交等間隔格子を用いて解析を行った．解析手法は疑似圧縮性法を用い，離散化に 3 次精度風上差分を用いた．

学習データは解析結果の速度分布と圧力分布を可視化した画像データであり，100 ステップ毎に 1 枚の画像を生成し，300 枚の画像を収集した．画像サイズは 512×476 ピクセルで，256 階調のグレースケールで表現することで，Convolutional 層のチャンネルを渦度と圧力場の 2 チャンネルとしている．画像は円柱と円柱後流の流れ場が捉えられるように 200×100 のサイズでトリミングを行った．本稿では過去 4 フレーム分の入力を与え，1 フレーム後の未来の渦度ベクトル場と圧力場の 2 つの画像を予測するように学習データを生成した．

3.2 学習器の構成

本研究では，画像サイズ(200, 100)であり，入力画像は 渦度ベクトルと圧力分布の可視化グレースケール画像で，チャンネル数は(2)となる．すなわち，入力ベクトルは(200, 100, 2)となる．本ネットワークは入力層から ConvLSTM を 4 層積層させ，最上層では 3 次元の Convolutional 層を配置した 6 層のネットワークを構築した．Fig.1 に 1 チャンネル分のネットワーク構造を示す．ConvLSTM のカーネルサイズはすべての層で (3×3) とし，3 次元 Convolutional 層の入力は(20, 4, 200, 100)となり，カーネルサイズは $(3 \times 3 \times 3)$ とした．ストライドはすべての層で(1, 1)と(1, 1, 1)とした．損失関数はクロスエントリー，最適化には Adadelata を用い，誤差逆伝搬法に従って学習を行った．

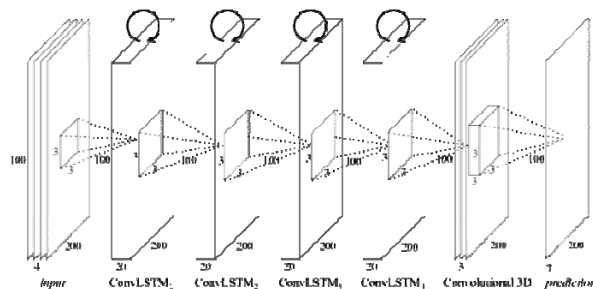


Fig.1 Convolutional LSTM Network Structure

3.3 学習結果

予測画像を Fig.2 に示す．Actual は正しい画像であり，Predicted は Actual に示されるような画像を前 4 フレーム分入力に与えて予測画像を生成している．本稿では学習済みデータの予測結果を示したが，未学習の学習データでも同様の結果が得られた．また，出力画像を MES(mean square error)と SSIM(Structural Similarity Index Measure)で評価した(Table 1)．MES は画像にどれだけ差が生じているかの指標であり，値が大きいほど差が大きい．

4. 結言

本研究では ConvLSTM を数値解析結果の予測に用いる手法について提案し，予備的な実証実験を行った．以下に，得られた結果をまとめる．

- (1) 過去 4 フレームの解析結果の可視化画像を入力に与え，次フレームの可視化画像を生成することに成功した．
- (2) MES と SSIM で評価を行った．SSIM で 70%以上の類似度を示す結果が得られた．また，MES では 1

ピクセルあたりの誤差が比較的小さいことがわかった。

(3) 当然、このままでは予測精度が低すぎて、数値解析の代替手法とはなり得ないが、数値解析の次のタイムステップの近似値の予測に用いて、ソルバーの初期値に使い収束を早めるなどの応用方法が考えられる。

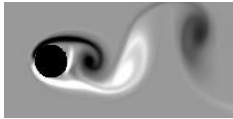
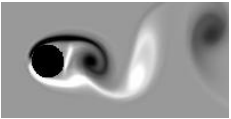
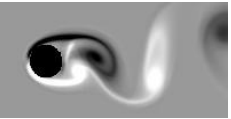
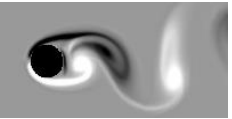
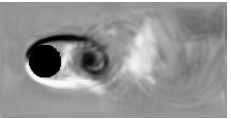
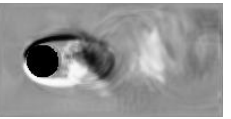
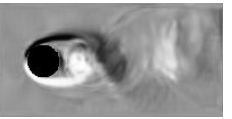
	t-1	t	t+1	t+2
Actual (Vorticity)				
Predicted (Vorticity)				

Fig.2 Prediction of Analysis Result using Convolutional LSTM

Table 1 Result of MES and SSIM

	t	t+1	t+2
MES (Vorticity)	357.922	361.254	322.959
SSIM (Vorticity)	0.728	0.722	0.723

参考文献

- [1] Alex Krizhevsky, Ilya Sutskever, Geoffrey E. Hinton, ImageNet Classification with Deep Convolutional Neural Networks, NIPS2012, 2012.
- [2] Quoc V. Le, Marc'Aurelio Ranzato, Rajat Monga, Matthieu Devin, Kai Chen, Greg S. Corrado, Jeff Dean, Andrew Y. Ng, Building High-level Features Using Large Scale Unsupervised Learning, International Conference on Machine Learning, 2012.
- [3] Alex Graves, Abdel-rahman Mohamed, Geoffrey Hinton, Speech recognition with deep recurrent neural networks, IEEE International Conference on Acoustics, Speech and Signal Processing, pp.6645-6649, 2013.
- [4] Klaus Greff, Rupesh Kumar Srivastava, Jan Koutník, Bas R. Steunebrink, Jürgen Schmidhuber, LSTM: A Space Odyssey, arXiv:1503.04069, 2015.
- [5] Xingjian Shi, Zhourong Chen, Hao Wang, Dit-Yan Yeung, Wai-kin Wong, Wang-chun Woo, Convolutional LSTM Network: A Machine Learning Approach for Precipitation Nowcasting, arXiv:1506.04214v2, 2015.

*Yasushi Nakabayashi¹, Masato Masuda² and Yoshiaki Tamura¹

¹Toyo University, ²The University of Tokyo

計算科学技術部会セッション

人工知能技術の活用と将来展望

Application of Artificial Intelligence Technologies and its Future Prospects

(3) 画像処理, AI 活用による原子炉検査の高度化

(3) Advancement of Nuclear Reactor Inspection with Image Processing and AI

*細谷 直樹¹¹(株)日立製作所

原子力プラントでは、炉内構造物の健全性確認や予防保全等のため、計画的に検査が実施される。健全性を十分に確保するためには点検規制に則った厳格な検査が必要である。この検査作業は熟練検査員の技量に依存するところがあり、そのノウハウの伝承が課題となっている。また、海外プラントの新設においても、国内と同様に信頼性の高い検査が必要である。そのため、検査を自動化、簡易化することによって、検査員の負荷軽減や工数低減、ならびに検査結果の信頼性確保に寄与できる技術が求められている。

本研究は、原子炉検査に画像処理や AI 技術を活用することにより、上記課題の解決を図るものである。以下、原子炉検査で行われる目視検査 (Visual Testing : VT) と超音波探傷検査 (Ultrasonic Testing : UT) への取り組みについて紹介する。

画像処理活用による VT 高画質化技術

炉内構造物に対しては主に VT を実施する。VT は水中カメラから得られる 40 万画素程度のカラー動画像を基に行われる。水中カメラの位置はカメラ操作者により制御され、順次、検査対象領域にカメラを移動させながらリアルタイムで検査を行っている。炉内は放射線場であり、画像には放射線ノイズが重畳する。また、炉内構造物の形状は複雑であり、狭隘部等では検査用の照明が十分でない場合がある。検査作業の負担軽減のため、検査画像の高画質化が求められている。

本研究では VT 高画質化技術を提案する。本技術は検査中の動画像を対象として、ソフトウェア処理により高画質化を施す。具体的には、放射線ノイズ抑制、信号強調である。また、提案法の実用化において処理のリアルタイム性が重要である。提案法を並列演算可能な専用プロセッサに実装することで、リアルタイム動画像処理を実現する。本技術により検査員は視認性の高い画像を基に作業を行うことができる。

AI 活用による UT 評価技術

原子炉構造物の溶接部に対しては UT を実施する。UT は、構造物の表面に超音波を送受信する探触子を押し当て、内部に超音波を伝搬させる。超音波は内部の欠陥や裏面で反射して戻ってくるため、これをエコーデータとして受信する。検査員はエコー波形を参照し構造物内部の状態を把握する。UT では溶接部付近に生じる亀裂を欠陥として判定する必要がある。欠陥と疑似とのエコーデータは類似しているため、欠陥の判定には検査員の技量が重要である。

本研究では、エコーデータから欠陥候補を自動識別する UT 評価技術を提案する。本提案は、熟練検査員の知識と、エコーデータの波形に基づく学習とを合わせた識別である。学習型識別には十分な学習データ量が必要であるが、原子力プラントの供用開始後に欠陥が生じることは少ない。学習データ量を増やすため、エコーデータ合成によるデータオーグメンテーション手法を考案した。本技術により検査員の欠陥判定に有用な情報を得ることができる。

*Naoki Hosoya¹¹Hitachi Ltd.

[3I_PL] Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Fri. Sep 7, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room I (B33 -B Building)

[3I_PL01] Status of progress of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Masumi Ishikawa¹ (1. Tepco HD)

[3I_PL02] The effort of organization for decommissioning, and the situation of a road map

*Yusuke Tanaka¹ (1. METI)

[3I_PL03]

*Toshihiko Fukuda¹ (1. NDF)

[3I_PL04] Current Status of IRID R&D Project for Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Hideaki Kiyoura¹ (1. IRID)

[3I_PL05] Topics of Decommissioning Committee

*Hiroshi Miyano¹ (1. Hosei Univ.)

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

(1) 福島第一原子力発電所廃炉の現状

(1) Status of progress of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

石川 真澄

東京電力ホールディング株式会社

1. はじめに

2011年3月11日の事故発生以来、東京電力は、政府や協力企業と共に、原子炉や使用済燃料プールの冷却、汚染水の浄化および海洋への漏えい防止に注力してきた。また、今後30～40年にも及ぶ廃炉作業の進め方や必要となる研究開発などを示した「東京電力（株）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置に向けたロードマップ（初版2011年12月）（以下「中長期ロードマップ」）」を政府と共にとりまとめ、これに沿った取り組みを実施してきた。

本稿では、廃炉に向けた福島第一原子力発電所における中長期の計画と現状について紹介する。

2. ロードマップ

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、中長期ロードマップに沿って進めてきた。これまでに3回改訂がなされ、最新の第3回改訂版は、2017年9月26日に廃炉・汚染水対策関係閣僚会議にて決定された。本改訂における基本的姿勢は以下のとおりである。

- ① 安全確保の最優先・リスク低減重視の姿勢を重視
- ② 廃炉全体作業の最適化
- ③ 地域・社会とのコミュニケーションを重視・一層の強化

3. 汚染水対策

事故で溶けた燃料を冷やした水と建屋に流入する地下水が混ざり、日々汚染水が発生している。このため、汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」、の3つの基本方針に基づき汚染水対策を実施している。

汚染源を「取り除く」対策としては、トリチウム以外の62核種の放射性物質を除去できる多核種除去設備等7種類の設備により、汚染水（RO濃縮塩水）の浄化を進め、2015年5月27日には、RO濃縮塩水の全量処理（タンク底部の残水を除く）を行った。更に多核種除去設備で浄化を進めるとともに、使用済吸着塔やタンクの配置計画の変更を実施するなどして、敷地境界での追加的な実効線量を1mSv/年未満に維持している。

汚染源に水を「近づけない」対策としては、汚染水貯蔵量の増加につながる建屋内への地下水の流入を抑制するため、建屋上流で地下水を汲み上げ（地下水バイパス）、当社及び第三者の分析結果により一定の水質であることを確認した上で2014年5月21日から排水を開始した。また、建屋近傍の井戸（サブドレン）での地下水汲み上げを2015年9月3日から開始し、専用の浄化設備にて浄化した後に、地下水バイパス同様に当社及び第三者の分析結果により一定の水質であることを確認した上で、同月14日より排水を開始した。また、大雨時においても確実に建屋周辺の地下水位を低下できるよう、地下水ドレンの水質改善のための前処理装置設置、サブドレン処理系統の2系列化、集水タンク、一時貯蔵タンクの増設による系

統処理量の増加等のサブドレン他水処理施設の強化に加え、大雨時に一時的に雨水流入する箇所の流入防止対策を行っている。

また、1～4号機周辺を凍結させ遮水する陸側遮水壁（全長約1,500m）については、2016年3月31日から海側の全面閉合を開始、同年10月に凍結を完了。山側については、2016年6月から95%の閉合を開始し、段階的に閉合を進めている。2017年8月22日より全面閉合に向け凍結操作を開始した。

これら、地下水バイパス、サブドレン、陸側遮水壁の効果により、建屋への地下水流入量が大幅に減少している（「雨水や地下水に起因する汚染水発生量」陸側遮水壁閉合前：490m³/日、陸側遮水壁閉合後：90m³/日）。今後も引き続き、水質、地下水位／建屋水位を確認しながら地下水バイパス、サブドレン、陸側遮水壁の運用を継続すると共に、屋根雨水流入対策等の追加対策を含めた重層的な汚染水対策に継続して取り組み、汚染水発生量を更に低減していく。

汚染水を「漏らさない」対策としては、建屋内の滞留水について、周辺地下水の水位より建屋の水位を下げることで、建屋の外に流出しない状態を引き続き維持する。また、上記建屋内流入量抑制対策により、汚染水発生量が減少したことから、建屋の汚染水を減らすため建屋水位を徐々に低下しており、1号タービン建屋については、2017年3月に最下階エリアの滞留水の除去を完了した。引き続き他の建屋についても除去を行い、1・2号機連通部の切り離し、3・4号機連通部の切り離しを経て、2020年迄に循環注水を行っている原子炉建屋以外の建屋滞留水の除去を完了させることとしている。

海側遮水壁については、地下水ドレン、サブドレンによる地下水の汲み上げ、浄化・移送が安定的に実施できることを確認した後、2015年10月26日に閉合した。

汚染水を貯蔵するタンクについては、フランジ型のタンクから漏えいリスクの少ない溶接型タンクへのリプレースを進めている。貯蔵タンクについては、状況変化に応じて増設計画を適宜見直す。

4. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

4号機は、事故当時定期検査中であったため、全ての燃料が使用済燃料プールに保管されており、3号機の影響で建屋は爆発、損壊、プール内にガレキが落下したが、燃料は健全な状態にあった。2013年11月18日から他号機に先行して燃料の取り出しを開始。順調に作業を進め、2014年12月22日に全ての燃料取り出しを完了した。

1号機は、建屋カバーを解体し、オペレーティングフロア上部のガレキ撤去をした上で、燃料取り出し専用カバーを設置し、使用済燃料を取り出す計画である。2015年7月から10月に屋根カバーの撤去、2016年9月から11月に壁パネル撤去、2017年3月から5月に柱・梁の取り外しを完了し、2017年12月に建屋カバーの柱・梁の改造および防風フェンスの設置を完了した。現在、北側のガレキ撤去を進めるとともに、南側にある使用済み燃料プールを保護のための準備作業を進めている。

2号機は、2015年9月から使用済燃料取り出しに向けた原子炉建屋周辺の整備を開始するとともに、同年11月、早期に燃料を取り出すことによる廃炉作業のリスクの低減、作業による被ばく量の低減等の観点から、オペレーティングフロア上部の全面解体が望ましいと判断した。2018年7月から、上部建屋解体に先立ち、オペレーティングフロアの放射線量・ダスト濃度等の調査を開始した。建屋西側の壁面開口部から遠隔ロボットを使用し調査したところ、2012年と比べて放射線量が低減していることを確認した。引き続き、プール内の燃料と燃料デブリの取り出し用コンテナを共用するプランと個別に設置するプランの検討等を並行して検討している。

3号機は、オペレーティングフロアの線量が非常に高いことから、燃料取り出し用カバー及び燃料取扱設備を設置するためのガレキ撤去や除染、遮へいを遠隔操作にて実施した。2015年11月には、使用済燃料プ

ール内の大型ガレキ（燃料交換機他）の撤去を完了し、2016年12月には、除染、遮へいの設置を完了した。2017年1月から、燃料取り出し用カバーや燃料取扱設備等の設置を開始し、2018年2月に燃料取り出し用カバーの設置を完了した。現在、燃料の取り出し開始に向け準備を進めている。

5. 燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しについては、原子炉格納容器からの漏水部分の止水が必要な冠水工法の難易度が、当初の想定より高いことが明らかになってきたこと、水を用いない遮へい技術を適用した取り出し工法など、冠水工法以外の工法について、成立性に関する情報が得られたこと、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）が発足し、多様な工法の実現性を、専門的に比較検証する体制が整ったこと等の状況変化を踏まえ、原子炉格納容器の水位や燃料デブリへのアプローチ方向を組み合わせた複数の工法の実現可能性について、成立性の評価及び技術的な比較検証を行っている。

この評価及び検証に当たっては、原子炉格納容器内の状況把握に集中的に取り組み、取得される情報を反映させた燃料デブリ取り出し工法の実現性を評価する。その結果を踏まえ、各号機の燃料デブリ取り出し方針を決定する計画としている。

（１） 原子炉格納容器内等の状況把握

原子炉格納容器内は、高線量のため進入が困難であり、ロボット等による原子炉格納容器内の調査、外部から検知する技術の活用、得られた情報を基にした解析や実験による推定を行い、必要な燃料デブリの位置の絞り込みにより燃料デブリ取り出し方針を決定する。

1号機格納容器内の調査は、2012年10月、2015年4月、2017年3月に実施した。2015年4月の調査では、ロボットを用いて、格納容器内1階、地下階への開口部の周囲に大きな障害物がないこと、原子炉再循環ポンプや格納容器内壁面にも大きな損傷がないことを確認した。また、2017年3月の調査では、地下1階面のペDESTAL外側の調査を行い、線量や堆積物の状況を確認するとともに、堆積物の採取を行った。

2号機については、2012年1月、2012年3月、2013年8月、2017年1～2月、2018年1月に調査を実施した。2017年1～2月の調査では、ペDESTAL内のグレーチングの脱落、変形、堆積物を確認した。また、ペDESTAL入り口付近のCRDハウジングサポートには大きな損傷は見られないことを確認した。2018年1月の調査では、ペDESTAL内ブラットホーム下の調査を実施し、取得した画像の分析をした結果、燃料デブリを含むと思われる堆積物がペDESTAL底部に堆積している状況を確認した。また、堆積物の状況から、燃料デブリの落下経路が複数存在していると推定している。

3号機については、2015年10～12月、2017年7月に実施した。2017年7月の調査では、水中を遊泳するロボット（ROV）により、原子炉格納容器内ペDESTAL内部状況を撮影した。複数の構造物の損傷やCRDハウジング支持金具の一部が脱落していること、ペDESTAL内に溶融物が固化したと思われるものやグレーチング等複数の落下物、堆積物があることを確認した。また、ブラットホーム上のグレーチングは確認されなかった。

また、1号機～3号機原子炉内燃料デブリの位置を把握するため、宇宙線由来のミュオン（素粒子の一種）を用いた測定を行っている。

1号機は、2015年2月～5月に測定を行い、炉心部に燃料がないと評価した。2号機は、2016年3月～7月に測定を行い、圧力容器底部及び炉心下部、炉心外周域に燃料デブリと考えられる高密度の物質が存在していると評価した。3号機は、2017年5月から測定を行い、7月までの測定結果では、原子炉圧力容器内部には、一部の燃料デブリが残っている可能性はあるものの、大きな高密度物質の存在は確認できていない。

（２） 燃料デブリ取り出し工法の実現性評価

燃料デブリ取り出し工法の実現性を評価するため、各工法を実現するための条件を明確にすると共に、その条件の成立性を各号機別に評価していく。

被ばく低減、飛散防止の観点から有効な工法と考えている冠水工法の実現性評価として、複数の原子炉格納容器の止水・補修方法の実現性に加えて、工法毎に原子炉格納容器等の健全性や燃料デブリの臨界リスクを評価する。また、気中工法の実現性として、放射線の遮へいや放射性物質のダスト飛散防止を実現するための設備の構造設計を行うとともに、高い放射線環境下での稼働や燃料デブリ取り出し時に発生するダストの抑制を重視した遠隔取り出し装置の開発を行うこととしている。

6. 廃棄物対策

廃炉作業に伴い発生する廃棄物を適正に保管していくことを目的に、当面 10 年程度の固体廃棄物の発生量予測を踏まえた「保管管理計画」を策定した（第 2 次改訂 2018 年 6 月 28 日）。

発生する廃棄物は、既施設の保管容量を超えて増加していくことから、廃棄物の保管管理を行う上では、敷地内の有効利用、管理のしやすさ、処理・処分の負担を低減する観点から、発生量をできるだけ少なくすることが重要である。運用を開始した雑固体廃棄物焼却設備等および 2020 年度に運用開始する予定の増設雑固体廃棄物焼却設備により、廃棄物を可能な限り減容すると共に、保管施設を導入し、遮へい・飛散防止及びモニタリングにより適切に保管する。

今後も、処理・処分方法の検討のため、性状把握、処理・処分技術の適用性、難測定核種等の分析手法等の開発を推進していく。

Masumi, Ishikawa

Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

(2) 廃炉の取り組み体制とロードマップの状況

(2) The effort of organization for decommissioning, and the situation of a road map

*田中佑典¹¹経産省

抄録 福島第一原子力発電所の廃炉は、本格的な廃炉事業に向けての活動に進んでいる。経産省からは、国としての取り組みの考え方、全般について、ロードマップを中心に紹介する。

キーワード：福島第一原子力発電所，事故炉の廃炉，ロードマップ

Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station, Decommissioning of Accident Reactor, Road-Map

概要

福島第一原子力発電所の廃止措置は、かつて経験のない技術的な挑戦を伴いつつ、極めて長期にわたり継続される事業である。資源エネルギー庁から廃炉の取組体制とロードマップの進捗について紹介する

(詳細は、当日に配布)

*Yusuke Tanaka¹, ¹METI

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告
Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

(3)福島第一廃炉の技術戦略と研究開発の全体像

(3)The technical strategy for Fukushima Daiichi NPS decommissioning and perspective of R&D

*福田 俊彦

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

1. 緒言

原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）は、政府の中長期ロードマップに確固とした技術的根拠を与え、その円滑・着実な実行や改訂の検討に資することを目的として、「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン（「戦略プラン」）」を作成している。本稿では、戦略プランのうち廃炉の技術戦略と研究開発の全体像について紹介する。

2. 福島第一廃炉の技術戦略

2-1. 燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しにおける目標は、安全対策をはじめ周到な準備をした上で燃料デブリを安全に回収し、これを十分に管理された安定保管の状態に持ち込むこと、及び、2019年度の初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定、2021年内の初号機の燃料デブリ取り出し開始に向け、燃料デブリ取り出し方針に従い、必要な取組を進めることである。

燃料デブリの安全な回収には、戦略プラン2017で提示した「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し工法の成立性」及び「燃料デブリの安定保管」に関する技術要件に沿った検討が必要である。また、初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた検討の進め方については、「ステップ・バイ・ステップのアプローチ」や「廃炉作業全体の最適化」等中長期ロードマップに記載の「燃料デブリ取り出し方針」を踏まえるとともに、当面取り組むべき「予備エンジニアリング」や「内部調査の継続的な実施と研究開発の加速化・重点化」の取組の方向性について記載している。

2-2. 廃棄物対策

廃棄物対策における目標は、保管・管理の取組として、当面10年間程度に発生する固体廃棄物の物量予測を定期的に見直ししながら、固体廃棄物の発生抑制と減容、モニタリングをはじめ、適正な廃棄物保管管理計画の策定・更新とその遂行を進めること、及び、処理・処分に向けた取組として、性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討を進め、2021年度頃までを目処に、固体廃棄物の処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを示すことである。

2-3. 汚染水対策

汚染水対策における目標は、汚染水問題に関する3つの基本方針（汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」）の下、構築されている水位管理システムの強化及び適切な運用を継続しつつ、引き続き、重層的な対策に取り組み、2020年内の建屋内滞留水の処理完了を目指すこと、及び、今後本格化する燃料デブリ取り出し等の廃炉工程との関係を整理するとともに、長期を見据えた汚染水対策のあり方についての検討を進めることである。

2-4. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

使用済燃料プールからの燃料取り出しにおける目標は、作業を進める上でのリスク評価と管理をしっかりと行い、放射性物質の飛散防止をはじめ安全・安心のための対策の徹底を図り、1号機は2023年度を目処、2号機は2023年度を目処、3号機は2018年度中頃を目処として、プール燃料の取り出しを開始すること、乾式キャスク仮保管設備への移送により共用プール容量を確保し、1～4号機の使用済燃料プールから取り出した燃料を当面、共用プール等において適切に保管すること、及び、取り出した燃料の長期的な健全性

の評価及び処理に向けた検討を行い、その結果を踏まえ、2020年度頃に将来の処理・保管方法を決定することである。

3. 研究開発の全体像

3-1. 研究開発の全体像

福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発は、基礎・基盤研究から応用研究、開発・実用化に至るまで産官学の多様な実施主体により行われている。政府による補助金事業・委託事業を通じ、実用化を目指した複数の研究開発プロジェクト、基礎・基盤技術開発と応用研究が進められている。東京電力においても廃炉に必要な実現性の高い研究開発の取組みが進められている。

3-2. 研究開発の実施体制

福島第一原子力発電所の廃炉研究開発実施体制の概略を図1に示す。廃炉研究開発には、経済産業省、文部科学省、技術組合国際廃炉研究開発機構（IRID）、日本原子力研究開発機構（JAEA）、プラントメーカー、その他メーカ（海外企業含む）、国内の大学・研究機関、東京電力ホールディングス、外国政府機関、国外の大学・研究機関等の多種多様な機関が参画している。各機関で進められている研究開発を、実際の廃炉作業に効果的に結び付けていくため、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）に廃炉研究開発連携会議が設置されている。会議では、研究開発ニーズ、シーズについての情報共有、廃炉作業のニーズを踏まえた研究開発の調整、各機関間の研究開発の協力促進及び人材育成に係る協力促進を行っている。具体的には、会議の下に研究連携タスクフォースを設け、福島第一原子力発電所廃炉に向け戦略的かつ優先的に取り組むべき重要研究開発課題を検討し6課題を抽出した。6課題に含まれるいくつかの研究テーマは廃炉汚染水対策事業、英知事業により平成29年度から実施されている。また、平成30年度の英知事業（CLADS補助金）の公募において、6重要研究開発課題が公募の主要な課題の一つとなっている。NDFは廃炉研究開発連携会議の事務局業務をはじめとして各機関における研究開発活動を実効的かつ効率的に推進するため全体最適化に取り組んでいる。

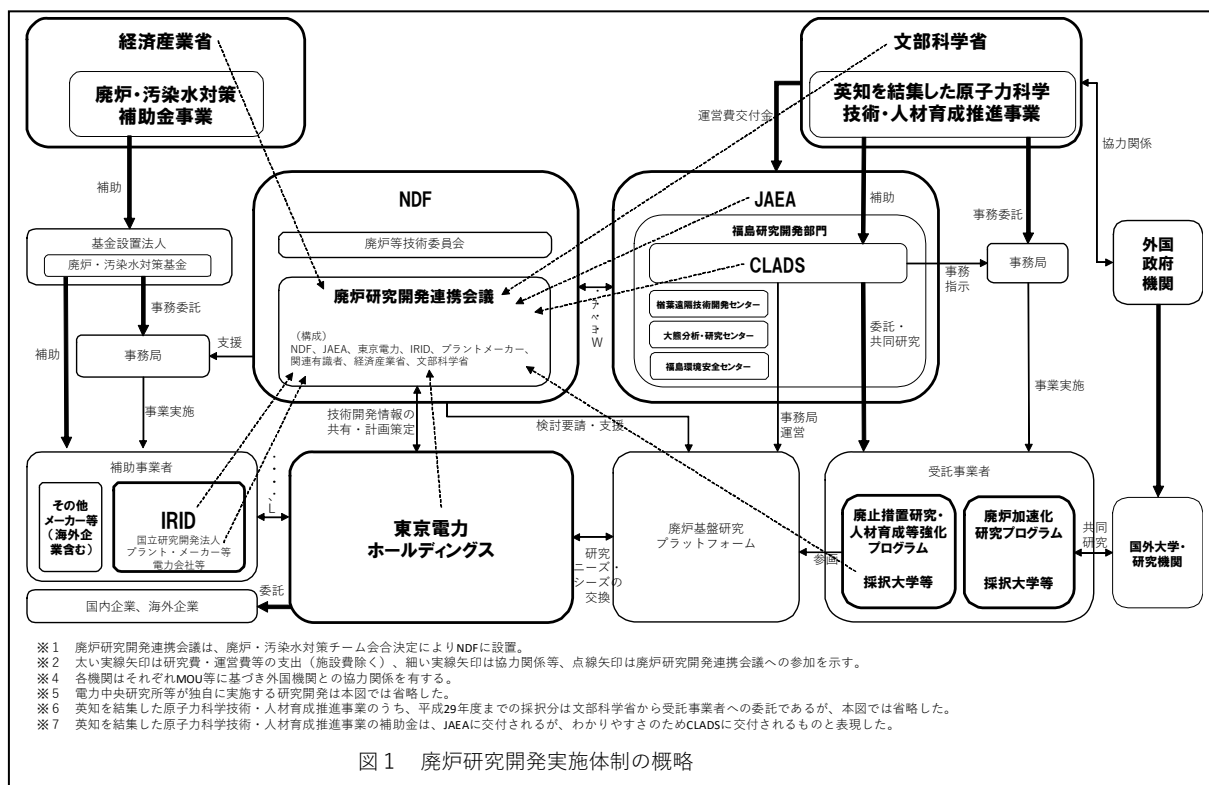


図1 廃炉研究開発実施体制の概略

*Toshihiko Fukuda

Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

(4) 福島第一原子力発電所廃炉に向けた IRID による技術開発の現状

(4) Current Status of IRID R&D Project for Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*清浦 英明

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID)

福島第一原子力発電所廃炉に際して、最大の課題は溶融した燃料が冷えて固まった燃料デブリの取出しである。本報告では燃料デブリ取出しに関わる技術開発状況について報告する。なお、本報告内容は、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金」で得られた成果に基づくものである。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、廃炉、燃料デブリ

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に関わる研究開発については、廃炉戦略の立案・研究開発プランの策定を行う「原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)」、事業者の「東京電力ホールディングス福島第一廃炉推進カンパニー」、研究開発を実施する「IRID」を含む研究開発機関が、緊密に連携して取り組んでいる。IRIDは福島第一原子力発電所の廃炉に必要となる研究開発に中心にかかわる18法人が集まった組織体である。現在、IRIDが進める主な研究開発は「燃料デブリ取り出しに係る研究開発」、「放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発」、の2つがある。本稿では、燃料デブリ取り出しに係る研究開発についての進捗状況等を述べる。

2. 研究の進捗と展望

燃料デブリ取出しに係る研究開発として行ってきた格納容器補修技術開発については、サプレッションチェンバからの漏水を止める技術やサプレッションチェンバ脚部の耐震補強技術などに、実機施工への実現性の見通しを得ることができた。今後、事業者のエンジニアリングを通じたこれら成果のデブリ取り出し実機工事への活用が期待される。また、燃料デブリの状況を把握するための格納容器内部調査の技術開発としては、2018年1月に2号機を対象とした調査装置の現地実証試験を行い、原子炉圧力容器本体基礎(RPVペデスタル)の内側の画像情報の取得に成功した。特に、RPVペデスタル内側下部にアクセスし、RPVペデスタル底部に堆積物が広がっている様子を捉えた画像を得ることができた。本実証試験も含めた、これまでの格納容器内部調査は、画像情報の取得が主であった。現在、より多くの情報を得ることを目的に新たな調査装置の開発に取り組んでいる(詳細調査技術開発)。内部の形状データ取得のための計測器や燃料デブリの分布を把握するための放射線計測器など、多くの情報を得るためのセンサー類を搭載する必要があるため、調査装置は大型化する必要がある。また、大型の調査装置を格納容器内に安全に投入するためのアクセスルートを構築する技術や耐放射線性を有する各種センサーなどが重要な開発要素となる。現在、これら詳細調査技術については、現地実証試験に向けたプロトタイプ装置を試作中である。一方、原子炉圧力容器内部調査に向けた技術開発では、これまで検討してきた上部アクセス工法に加え、原子炉建屋外側面から原子炉圧力容器内部へアクセスする側面アクセス工法の技術開発に取り組み始めている。複数の選択肢をもつことで、現場の状況に応じた原子炉圧力容器内部調査が可能となり早期調査実現に資するものと考えている。これら調査関連の技術開発と並行して、燃料デブリ取り出し工法に関連する技術開

発も進めつつある。過去に IRID が提案した燃料デブリ取り出し工法を実現するための課題について、順次、技術開発を進めているところである。例えば、燃料デブリ取り出し装置を格納容器内に投入するために必要な、生体遮蔽壁への大開口施工技術や格納容器への大開口施工の際に必要なシール技術、RPV ペデスタル内部の干渉物を遠隔で撤去し、燃料デブリを取り出す環境を構築する技術などについて、順次、技術検証を行っていく予定である。

3. 今後の進め方

極めて困難な廃炉事業を進めてゆくために IRID は国内外の叡智を結集し、研究開発を進めていく所存である。個々の技術が次第に具体化されつつあり、実際の現場で燃料デブリ取り出しに取り組む東京電力ホールディングスとの連携が、これまでも増して重要になってくる。今後も東京電力ホールディングスをはじめとした関係各所と緊密な連携を構築、維持して安全かつ着実な廃炉のための技術開発を行っていく。

Hideaki Kiyoura

International Research Institute for Nuclear Decommissioning.

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

(5) 廃炉検討委員会の話題－WS 廃炉の論点と対応

(5) Topics of Decommissioning Committee

*宮野 廣¹¹ 廃炉検討委員会委員長，法政大学

抄録 福島第一原子力発電所の廃炉は、本格的な廃炉事業に向けての活動に進んでいる。原子力学会では、関係機関と連携を強化しつつ、より専門家の知見を活かすべく、様々な活動に取り組んでいる。

トピックの一つとして、ワークショップの活動を紹介する。

キーワード：福島第一原子力発電所，事故炉の廃炉，ワークショップ

Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station, Decommissioning of Accident Reactor, Workshop

1. 緒言

廃炉検討委員会が発足して3年が経過した。

福島第一原子力発電所の廃炉は、極めて長期に亘り継続される国を挙げて取り組む事業、重要な国家プロジェクトである。内閣、経済産業大臣を頂点とする組織体系が整えられ、予想される技術的な困難さから、世界がその進展に関心と懸念を示す中、世界の英知を集め、事業を進める体制ができ、実作業のフェーズは順調に進展している。サイトの着実な進展、国として予算化を含めた国家プロジェクトとしての運営、初めての事故炉の廃炉に必要な技術開発とサイトへの適用、難しい技術開発への挑戦と強力な体制の下、着実に進展している。原子力学会は、原子力分野の専門集団として積極的な貢献を行っていかねばならない。

2. 新たな取り組み

廃炉検討委員会では、福島第一原子力発電所の廃止措置、事故炉の「廃炉」が安全かつ円滑に進むよう、技術的・専門的な視点から貢献すべく活動している。特に関心の高い重要な検討課題については分科会を設置して活動を進めている。

今年度は新たに、1)「廃炉のリスク評価分科会」を設置し、廃炉の作業を進めていく上で生じるリスクの評価法をレビューする。また、2)廃炉委で議論すべきというテーマを選択して運営するワークショップを始めた。

ワークショップは、特定テーマについてクローズで開催することで、多くのステークホルダーの参加と深い議論を行うことを目指している。これにより有益な結果を得るように議論を導くもので、得られた結果は、報告書としてまとめ、関連組織、NDF、エネ庁に提供して活用いただく予定である。

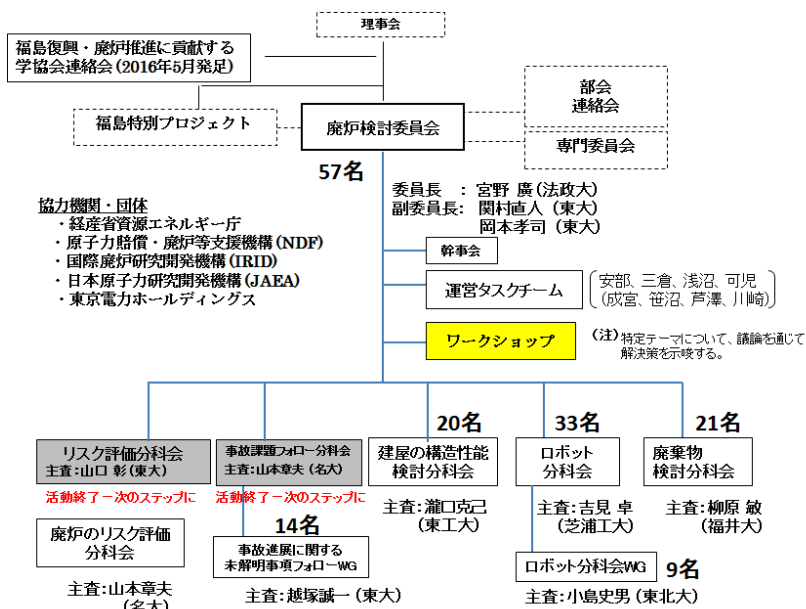


図 2018 年度の廃炉委の主な体制

3. 各組織の活動の概要

1) ワークショップのテーマ

①ロードマップの論点[第1回5月28日]、②性能目標(安全確保のための管理目標)[第2回6月9日]③廃炉の廃棄物の取り扱い[第3回7月7日]をテーマに議論してきた。毎回、各関連組織からも参加をいただき、十数名で活発に議論を進めている。9月以降も継続して開催する。

2) 分科会の活動

廃炉委の各分科会、リスク評価分科会、事故提言・課題フォロー分科会、建屋の構造健全性評価分科会、ロボット分科会、廃炉検討分科会を設置して活動している。

リスク評価分科会は評価法の開発と使用済燃料プールからの燃料の取り出し作業への適用を試み、シナリオが立てられない状況でのリスク評価の考え方、構築の仕方をまとめた。活動の報告を取りまとめてリスク評価分科会の活動を終えた。

引き続き、新たに事故炉の廃炉の作業のリスクを評価する手法についてレビューするための分科会、「廃炉リスク評価分科会」を発足させ、廃炉作業のリスク評価の完成に向けて寄与する。

事故提言・課題フォロー分科会は、フォローの状況を取りまとめ、課題を提示して報告書を取りまとめて、当面の活動を終了した。学術的課題を中心に現状、残された課題がどのようなになっているかをまとめている。学会員には今後の研究テーマの選択の参考としていただければ幸いである。

一方、事故炉では、建屋の構造健全性の確保が重要な位置づけであり、建屋構造健全性評価分科会を設置して議論を進めてきた。デブリ取出し前までの評価として、建屋構造の健全性評価をとりまとめ報告書として発行した。

他、ロボット分科会ではロボット学会との協働でロボット技術者の協力を得て廃炉作業のニーズに答えられるように活動している。また廃炉検討分科会ではデブリ取出し作業が始まると早速問題となる膨大な量の廃棄物、その保管管理をどのように進めるべきかの検討を進めている。

3) 広い活動、学協会協議会との連携

廃炉委は、毎年春にシンポジウムを開催し社会に福島第一の廃炉に関する情報の発信と廃炉の課題を共に考える意見交換の場としている。

原子力学会では、「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」を設けて、広く学協会との連携を行っている。学協会には現在、36 団体が参加し、福島復興と廃炉への技術解決に協働で協力を進めている。

*Hiroshi Miyano¹, ¹Chair of the Committee, Hosei Univ.

[3O_PL] Evaluation for the Effects of Nuclear Power Plant Operating Period on Ageing Deterioration of Components / Structure

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

Fri. Sep 7, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room O (D25 -D Building)

[3O_PL01] The Activities for Long-Term Operation of Nuclear Power Plants

*Masanobu Iwasaki¹ (1. KEPCO)

[3O_PL02] Ageing Management for Metallic Components / Structures

*Taku Arai¹ (1. CRIEPI)

[3O_PL03] Ageing Management for insulation degradation of electric/instrumentation equipment

*Nobuhiro Ishii¹ (1. TEPCO HD)

[3O_PL04] Ageing Management for reduced strength of concrete structure

*Ryuu Shimamoto¹ (1. Chubu Electric Power)

原子力発電部会セッション

原子力発電所の運転期間と機器・構造物の経年劣化影響評価

Evaluation for the Effects of Nuclear Power Plant Operating Period on Ageing Deterioration of Components / Structure

(1) 原子力発電所の長期運転への取り組み（高経年化への対応）

(1) The Activities for Long-Term Operation of Nuclear Power Plants

*岩崎 正伸¹

¹ 関西電力株式会社 原子力事業本部

1. はじめに

原子力発電所の安全性・信頼性の維持向上のために、状態に応じた適切な保守管理活動を実施してきており、国内外のトラブル事例や最新知見を踏まえた予防保全対策として機器の取替などにも取り組んできた。その上で、高経年化技術評価を実施し、60年の運転期間を想定した機器・構造物の健全性を確認するとともに、評価結果に基づく長期保守管理方針を策定してきた。

こういった中、福島第一原子力発電所事故を受け、原子炉等規制法が改正され、運転期間延長認可制度が導入された。また、原子力発電所の設計等に関する新規規制基準も導入され、基準適合のための対応や自主的な安全性向上対策に、必要な期間を確保して着実に取り組んでいることから、大部分のプラントは長期停止したままの状態にある。

以上の経緯を踏まえて、改めてこれまでの高経年化対策における経年劣化への対応を整理するとともに、プラントの長期停止状態が機器・構造物の経年劣化に及ぼす影響について確認し、取りまとめた。

2. 長期運転への取り組み

2-1. 高経年化への対応

原子力発電所の高経年化対策として、1996年4月に通商産業省（現：経済産業省）資源エネルギー庁が「高経年化に関する基本的な考え方」をまとめ、基本方針を示し、以降、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下、実用炉規則という。）に基づいて、供用年数が30年となるプラントでは60年の運転を想定した高経年化技術評価を実施、長期保守管理方針の策定等を実施して、国はその妥当性の評価、確認を行ってきた。

2008年8月には、実用炉規則がさらに改正され、長期保守管理方針が原子炉施設保安規定の認可事項となり、美浜発電所1,2号機などでは、40年目の高経年化技術評価を実施し、長期保守管理方針を定めた保安規定変更認可申請を行い、国の審査を経て認可を受けている。

こういった高経年化対策に対する活動を実施している中、2011年に東日本大震災による福島第一原子力発電所事故が発生し、2013年7月に改正された原子炉等規制法に基づき、新規規制基準への適合性を求められるとともに、原子力発電所の運転期間を運転開始から40年とし、その満了までに原子力規制委員会の認可を受ければ、1回に限り最大20年まで延長できるとする運転期間延長認可制度が導入された。

運転期間延長認可制度では、原子炉圧力容器などに対して特別点検を実施し、それらの結果も踏まえた設備に対する60年を想定した劣化状況評価、長期の保守管理方針の策定が必要となる。また、運転期間延長認可のためには、劣化状況評価の結果等が審査基準に適合する必要がある、規制基準への適合のための安全性向上対策などに係る工事計画の認可を得ている必要がある。

2-2. 保守管理活動

原子力発電所では、機器・構造物の経年劣化が徐々に進行して故障等に至ることがないように適切な保守

管理活動を継続的に実施している。例えば、運転パラメータの監視や巡視点検、状態監視技術による機器の劣化傾向診断、ポンプなどの定期的な起動試験といったプラント運転中における日々の活動を通じて機器・構造物の健全性を確認し、経年劣化等の兆候の早期発見に努めるとともに、定期的にプラントを停止し、詳細な非破壊検査や機器を分解した部品レベルの点検を行っている。さらに、この保守管理活動の中で、国内外の原子力発電所におけるトラブル事例等に基づき、補修・取替等の予防保全対策活動を積極的に実施してきている。このように、日常的な点検・監視や積極的な予防保全活動を実施することにより、原子力発電所の機器、構造物におけるトラブルの未然防止を図っている。

また、プラントの供用期間を 40 年から延長しようとする場合は、原子炉圧力容器、原子炉格納容器及びコンクリート構造物に対して、運転期間延長認可制度の下で、供用期間が 40 年近く経過した機器・構造物の劣化状況を詳細に把握することを目的とした特別点検を実施している。

なお、福島第一原子力発電所事故を受け、大部分のプラントは長期停止状態となったが、事業者はこの長期停止期間中においても、満水保管あるいは乾燥保管といった経年劣化を抑制するための保管対策を取るとともに、保管状況に応じた適切な保守管理活動として、巡視点検や定期試験、検査等を実施することで、通常時と同様に、機器・構造物の維持管理に努めている。

2-2. 高経年化技術評価

事業者としては、このような保守管理活動を通じて原子力発電所の機器・構造物の健全性を維持しているが、供用期間が 30 年を経過するような原子力発電所については、高経年化対策制度の下、10 年毎に実施する高経年化技術評価によって長期運転を想定した場合の機器・構造物の健全性を評価し、現状の保全項目に追加すべきものがないかを確認している。

高経年化技術評価では、安全機能を有する全ての機器・構造物を評価対象とし、材料、使用条件等を踏まえ、対象機器・構造物の部位毎に想定される経年劣化事象を抽出整理し、長期運転を想定した場合の機器・構造物の健全性を確認する。

例えば、摩耗や腐食のような経年劣化事象は、日常的な監視、検査等で劣化の傾向を把握し、必要に応じて補修、取替をする等、長期間の供用であっても日常的な保全活動によって適切に管理できる。一方、原子炉圧力容器に想定される中性子照射脆化をはじめとした経年劣化事象については、日常的な保全活動に加え、長期間の供用に際して機器・構造物の健全性に及ぼす影響を詳細に把握すべき事象であり、高経年化技術評価では着目すべき経年劣化事象と称して、長期運転（例えば 60 年間）における経年劣化事象の発生・進展状況を想定した上で機器・構造物の構造／機能健全性の確認を行う。さらに、現状の保全活動が適切であるかの評価もあわせて行い、長期運転に対する総合的な評価を行っている。

評価に当たっては、最新の規格基準や国内外のトラブル事例などの最新知見、評価時点までの運転実績、運転経験を反映した評価を行うとともに、最新の技術基準への適合のために追加される設備や、重大事故等時の環境条件なども考慮した技術評価を行っており、また、冷温停止状態を前提とした経年劣化に対する技術評価についても実施し、プラントの長期停止が機器・構造物の健全性に及ぼす影響についても確認している。これらの評価の結果、今後の 10 年間の運転期間に現状保全項目に追加して実施すべき新たな保全策があれば長期保守管理方針が策定され、原子炉施設保安規定に明記される。

3. 長期停止に伴う経年劣化の影響

福島第一原子力発電所事故以降、現在も多くの国内原子力発電プラントにて、新規制基準への適合に係る審査や対策工事に必要な期間を確保して着実に取り組んでいることから、運転再開となっていない状況にあり、これまで実施してきた高経年化対策におけるプラント状態とは相違した状況となっていることから、長期停止期間に伴う経年劣化の影響について検討した。

検討に際しては、機器・構造物に想定される劣化事象に対して、図 1 に示すように、各劣化事象に対して実施している保守管理及び健全性評価を基に、3 つのカテゴリーに分類して長期停止状態の影響を管理・評価することができるかという視点で検討及び確認する。

まず、日常的な保守管理により劣化傾向を把握している腐食といった劣化事象に対しては、適切な監視や検査により、劣化傾向を把握し、必要に応じて取替等といった機能回復が可能であり、長期停止期間中においても、長期停止状態を加味した適切な保守管理を行うことで機器・構造物の健全性を確認することができる。

また、日常的な保守管理に加えて、長期運転に対する健全性評価を行う中性子照射脆化のような経年劣化事象に対しては、劣化事象における影響因子が停止期間中にも劣化を進展させるか否かを検討することで、機器・構造物の健全性を確認することができる。

さらに、長期停止期間中においても劣化進展の可能性が否定できないような劣化事象に対しては、長期定期間を考慮した詳細評価を実施し、その劣化程度を把握した上で、管理することができるかどうかを評価することで、機器・構造物の健全性を確認することができる。

これらの経年劣化事象における長期停止の影響については、次稿にて詳細を述べているが、長期停止期間においても、適切に日常的な保守管理を実施すること、及び経年劣化の発生・進展を評価することにより、機器・構造物の機能・健全性に影響はないことを確認した。

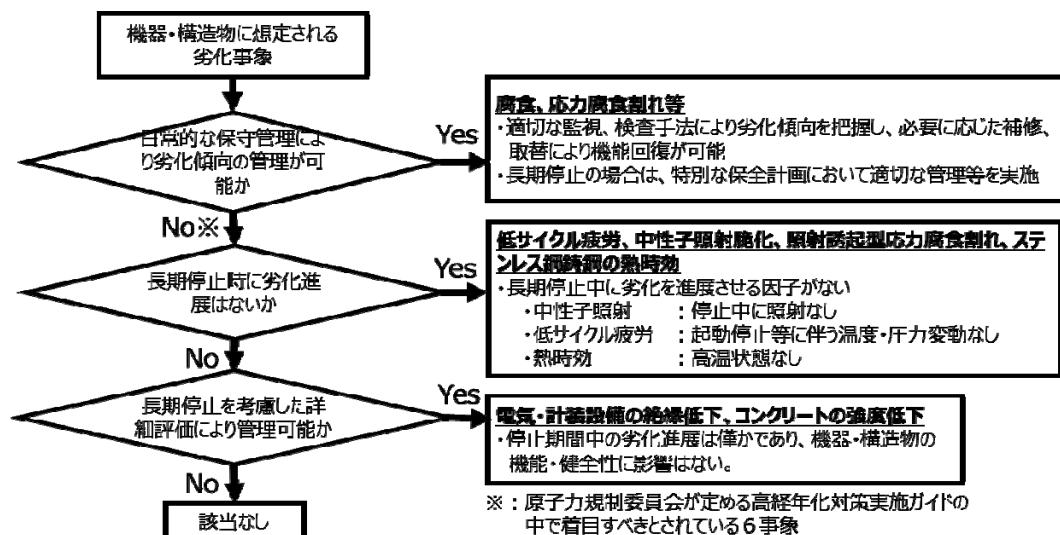


図1 長期停止期間を考慮した経年劣化事象の検討フロー

4. まとめ

これまで、事業者は、原子力発電所の安全性・信頼性の維持向上のため、きめ細かい保守管理活動を継続するとともに、プラントの長期供用に対する機器・構造物の健全性を高経年化技術評価の中で確認し、それに基づく長期保守管理方針を着実に履行するなど、原子力発電所の安定した長期運転に向けて取り組んできた。

福島第一原子力発電所事故以降、国内の原子力発電所の大部分は長期停止が続いた状態となっているが、経年劣化事象の大半は、適切な保管措置や取替えを含めた保守管理活動により健全な状態が維持でき、運転状態に関わらず、プラントの運転期間を制限するような劣化事象ではない。また、一部の経年劣化事象は、日常的な保全活動だけでなく、プラントの長期運転に際しては詳細な評価も実施する必要があるが、そのような経年劣化事象の進展はプラントの実稼働時間に依存するものが大半であり、長期停止状態における経年劣化事象の進展は考慮する必要はないか、あるいは非常に緩やかで限定されるものである。

以上のことから、長期停止状態における機器・構造物の経年劣化は長期運転に際して技術的な障壁となり得るものではないと言える。

*Masanobu Iwasaki¹

¹The Kansai Electric Power Co., Inc., Nuclear Power Division.

原子力発電部会セッション

原子力発電所の運転期間と機器・構造物の経年劣化影響評価

Evaluation for the Effects of Nuclear Power Plant Operating Period on Ageing Deterioration of Components / Structure

(2) 機器・構造物の経年劣化事象への対応（経年劣化影響評価）

(2) Ageing Management for Metallic Components / Structures

*新井 拓¹¹（一財）電力中央研究所

1. はじめに

軽水炉の金属製の機器や構造物は運転中に繰返し荷重負荷、中性子照射、300℃前後の冷却水や蒸気などの環境に曝される。このような環境に曝された場合、疲労、中性子照射脆化、応力腐食割れ、熱時効、腐食などの経年劣化を生じる可能性がある。これらの経年劣化事象が進行すると機器・構造物の健全性が損なわれる可能性があることから、軽水炉を安全に運転するためには、経年劣化事象を適切に管理することが必要である。本稿では軽水炉における金属製の機器・構造物の経年劣化事象への対応について纏めた。

2. 経年劣化への基本的な対応

機器・構造物の経年劣化対応では、日常的な保全活動を継続的に実施しているとともに、高経年化技術評価により長期運転を想定した機器・構造物の健全性を確認している。摩耗や腐食、応力腐食割れなどの劣化事象については、日常点検や定期事業者検査において発生や進行状態を把握できることから、日常的な保全活動による管理を行っている。一方、低サイクル疲労や原子炉压力容器の中性子照射脆化など、運転時間の経過と共に劣化が進行する経年劣化事象については、日常保全に加えて運転期間 30 年以降 10 年毎に高経年化技術評価を行うことにより劣化の進行を予測し、必要に応じて長期的な対応を行っている。

高経年化技術評価は、日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」(PLM 実施基準) [1] に基づいて行われる。まず、評価対象となる安全機能を有する機器、常設重大事故等対処機器に対して、機器・構造物の部位毎に想定される経年劣化事象を抽出する。次に、抽出した劣化事象に対して運転期間 60 年と想定した上で構造及び機能に対する健全性を評価する。さらに、耐震及び耐津波性を有する機器・部位については、経年劣化を考慮した耐震/耐津波安全性評価を行う。これらの結果と日常保全を合わせた総合評価を行い、必要に応じて長期保守管理方針に反映する。高経年化技術評価の流れを図 1 に示す。高経年化技術評価の対象となる主要な経年劣化事象を以下に示す。

- ① 低サイクル疲労
- ② 中性子照射脆化
- ③ 照射誘起型応力腐食割れ
- ④ ステンレス 鋳鋼熱時効
- ⑤ 電気計装品の絶縁低下
- ⑥ コンクリート構造物の強度低下及び遮へい能力低下

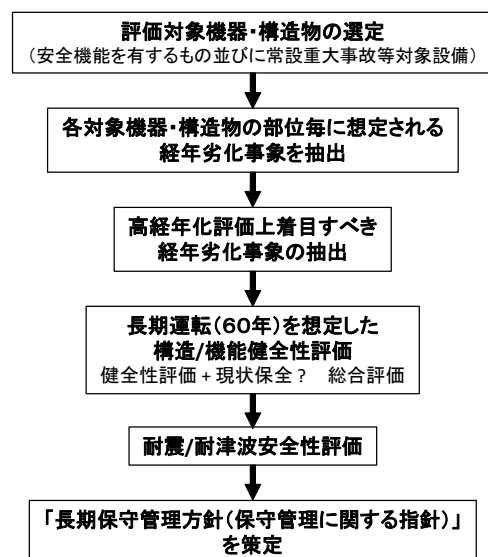


図 1 高経年化技術評価の流れ

3. 主要な経年劣化事象への対応

3-1. 応力腐食割れ

応力腐食割れ（SCC）は、材料と環境及び応力の 3 因子が重畳した時に割れが生じる現象である。これまでに PWR、BWR いずれの炉型においても軽水炉冷却水環境中でステンレス鋼やニッケル基合金溶接金属で SCC 損傷を経験してきた。SCC 対応は、SCC 発生の防止（予防保全）と発生した SCC の管理の 2 つに分けられる。SCC は材料、環境、応力の 3 因子の重畳により発生する現象であることから、3 因子のうちの一つ以上の因子を取り除く、もしくは因子の影響を減じることにより発生の防止、抑制が可能である [2]。この基本的な考え方を基に、各種ピーニングなどの応力改善、耐 SCC 材料への変更などの予防保全技術が開発され、実用化されている。一方、発生した SCC に対する管理は日本機械学会の維持規格 [3] に基づいて行われている。SCC を発生させる応力因子は溶接残留応力であるため、供用期間中検査において、溶接継手に対して超音波を用いた非破壊検査を行う。同検査で SCC が検出された場合には、評価期間を定めた上で亀裂進展評価と健全性評価を行い、健全性評価結果により継続運転の可否を判断し、必要に応じて補修または取替えを行っている。また、PWR では原子炉容器上蓋、BWR では炉心シュラウドの取替えなど大型構造物の一体取り替えによる SCC 対策が行われた実績もある [4]、[5]。

3-2. 一般腐食

金属材料の腐食現象は、炭素鋼で認められる機器の表面が均一に腐食していく全面腐食とステンレス鋼などにおいて認められる局所的に腐食が進行する局部腐食に大別される。これらの腐食現象は、機械的な強度の低下やバウンダリ機能の喪失をもたらす可能性があるため適切な保全管理を実施する必要がある。全面腐食、局部腐食のいずれも材料と環境により発生条件が異なることから、材料と使用環境に応じて対策が行われている。設計段階においては、使用材料の選定、表面塗装やライニングにより表面保護など腐食を抑制する設計がなされている。運用段階においては、日常的に目視点検を行うことにより塗膜の状態確認を行い、必要に応じて再塗装などの補修を行っている。また、塗装やライニングを施していないが環境の影響で腐食が懸念される機器についても、定期的な分解点検等の際に腐食の発生状況の確認と必要に応じた対応を行っている。

3-3. 配管減肉

軽水炉の系統配管では、水や蒸気の流れにより配管内面の腐食・壊食が促進される配管減肉事象が生じることがある。配管減肉現象としては、流れ加速型腐食（FAC）と液滴衝撃エロージョン（LDI）があり、それぞれ、全面的な減肉進行による大規模な破口や局所的な減肉によるピンホールリークを生じさせる可能性があるため、適切な保全管理を行う必要がある。配管減肉の管理は日本機械学会の配管減肉管理規格（以下、減肉管理規格）[6] に基づいて、定期事業者検査時の肉厚測定に基づく減肉管理を行っている。さらに、減肉管理規格に則った適切な管理に加え、配管材の低合金鋼やステンレス鋼への変更、PWR 2 次系での冷却材の高 pH 化などの耐 FAC 性の向上や配管レイアウト変更による流動因子の影響緩和などの予防保全対策を行っている。

3-4. 低サイクル疲労

耐圧バウンダリを構成する冷却材配管、圧力容器、蒸気発生器、加圧器の管台部などの形状不連続部においては、プラントに起動・停止等の温度や圧力の変化（過渡）により低サイクル疲労を生じる可能性がある。このため運転期間を通して低サイクル疲労に対する健全性を確保する必要がある。設計段階においては、日本機械学会の設計建設規格 [7] に基づき、保守側に設定して設計過渡事象と過渡回数を基に運転期間中に疲労損傷が発生しないように設計される。高経年化技術評価においては、評価時点までの過渡実績を基に評価期間末期までの過渡を保守側に設定した上で疲労評価を行う。さらに環境の影響を受ける部位については、日本機械学会の環境疲労評価手法 [8] に基づく評価を行っている。

3-5. 中性子照射脆化

軽水炉の構造健全性確保において最重要機器である低合金鋼製の原子炉圧力容器は、燃料の核分裂反応

により発生する中性子の照射を受ける。低合金鋼は中性子照射を受けると延性－脆性遷移温度が上昇し、上部棚破壊靱性が低下する中性子照射脆化を起こす。中性子照射脆化が生じて直ちに破壊が生じることはないが、压力容器内面に亀裂が存在し、かつ、亀裂先端に大きな荷重が作用する場合には破壊が生じる可能性を考慮する必要がある。原子炉压力容器は製造時に非破壊検査を実施し、亀裂等の欠陥が存在しないことを確認している。また、運転中に亀裂を発生する劣化事象も想定されない。しかし、原子炉压力容器は軽水炉の健全性確保における最重要機器であることから、日本電気協会の電気技術規定「原子炉構造材の監視試験方法〔2013 年追補版〕」〔9〕に基づき監視試験と予測式による脆化量評価を行い照射脆化の進行を監視すると共に、「原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」〔10〕に基づき、PWR の過圧熱衝撃に対する健全性評価を行っている。

3-6. 照射誘起型応力腐食割れ

ステンレス鋼製の炉内構造物は、炉心支持機能や冷却機能（冷却材の流路確保）を有することから、運転期間を通してその構造健全性を維持することが重要である。ステンレス鋼が中性子照射を受けると引張り強度の増加と伸びや破壊靱性の低下が生じる。また、冷却水に接し、引張りの応力が働いている場合には、中性子照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）が発生する可能性がある。IASCC の発生には、中性子照射量のしきい値があり、これを超える場合には IASCC に対する健全性評価が必要となる。PWR では、バップルフォーマボルトが、BWR では上部格子板や炉心シュラウドが IASCC に対する健全性評価の対象である。これらの部位に対する健全評価では、原子力安全推進協会の炉内構造物点検評価ガイドライン〔11〕－〔13〕に基づき健全性の確認を行っている。

3-7. ステンレス鋳鋼の熱時効

オーステナイト系ステンレス鋼鋳鋼は、機械的強度と耐食性に優れ、製品の最終形状に近い形に鋳込めることから、PWR や BWR の弁やポンプケーシング、PWR の主冷却材配管などに幅広く用いられている。ステンレス鋼鋳鋼は、軽水炉の運転中の冷却材温度に長時間曝された場合に引張り強度が増加すると共に弾塑性破壊靱性値、延性亀裂抵抗などの靱性が低下する。この現象を熱時効と呼ぶ。熱時効により直ちに破壊を生じる訳ではないが、熱時効による靱性低下と亀裂が存在する状態で亀裂先端に地震等により大きな力が作用した場合には、延性亀裂が進展し、破壊を生じる可能性がある。熱時効の程度は、フェライト量が高い程、運転温度が高い程、大きくなることから、運転温度が 250℃以上の機器を対象にフェライト量と作用応力の観点から評価機器・部位を選定している。ステンレス鋳鋼機器では運転中に亀裂を発生させる劣化事象は想定されないが、欠陥検出性が悪いことを考慮し、保守的な亀裂を想定した上で、健全性評価を行っている。これらの評価について日本原子力学会の PLM 実施基準〔1〕に規定されている。

4. プラント長期停止の影響

プラントが長期停止した場合の影響については、以下のように大別できる。起動・停止も含むプラント運転時に発生する応力変動、中性子の照射、高温の冷却水や蒸気等への暴露により劣化事象が進行する低サイクル疲労、中性子照射脆化、IASCC、熱時効、応力腐食割れ、配管減肉については、プラント停止時は劣化が進行しない、もしくは、進行の度合いが非常に小さくなる。一方、一般腐食については、例えば、大気腐食のように常温でも発生、進行する腐食事象があることから長期停止中においても劣化が進行する場合がある。ただし、このような部位については日常点検による保全を基本としており、長期停止期間中も運転期間中と基本的に同じ管理を行っていることから長期停止による健全性への大きな影響はないと言える。

5. おわりに

金属製の機器や構造物に対する経年劣化事象について、日常保全と高経年化技術評価と長期保守管理方針に基づく保全により対応している。各劣化事象に対する評価方法は日本原子力学会標準、日本機械学会

規格、日本電気協会規定、原子力安全推進協会の炉内構造物の点検評価ガイドライン等に定められている。

参考文献

- [1] 日本機械学会発電用原子力設備規格 設計建設規格事例規格、「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」、JSME S NC-CC-002 日本機械学会
- [2] 日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格、JSME S NA1-2016、日本機械学会
- [3] 九州電力ホームページ；http://www.kyuden.co.jp/genkai_history_a.html
- [4] 山下裕宣他、「BWR プラントにおける SCC 対策の実機適用と評価」、保全学 3(3)、2004 年
- [5] 日本機械学会発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格（2016 年版）、JSME S CA1-2016（2016）
- [6] 日本原子力学会標準、「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2015」、AESJ-SC-P005:2015、日本原子力学会、2015 年
- [7] 日本機械学会発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2016 年版） 第 I 編軽水炉規格、JSME S NC1-2016、日本機械学会、2016 年
- [8] 日本機械学会発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法（2009 年版）、JSME S NF1-2009、日本機械学会、2009 年
- [9] 電気技術規程、「原子炉構造材の監視試験方法 [2013 年追補版]」、JEAC4201-2007 [2013 年追補版]、日本電気協会、2013 年
- [10] 電気技術規程、「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」、JEAC4206-2016、日本電気協会、2016 年
- [11] 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会、「PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [バッフルブローマボルト]（第 2 版）」、JANSI VIP-05ー第 2 版、原子力安全推進協会、平成 26 年 3 月
- [12] 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会、「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [上部格子板]（第 2 版）」、JANSI-VIP-11ー第 2 版、原子力安全推進協会、平成 27 年 3 月
- [13] 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会、「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心シュラウド]（第 5 版）」、JANSI-VIP-06ー第 5 版、原子力安全推進協会、平成 27 年 3 月
- [14] IAEA Safety Reports Series No.82, “Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)”, IAEA, 2015.

*Taku Arai¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry

原子力発電部会セッション

原子力発電所の運転期間と機器・構造物の経年劣化影響評価

Evaluation for the Effects of Nuclear Power Plant Operating Period on Ageing Deterioration of Components / Structure

(3) 電気計装設備（ケーブル）の劣化影響評価について

(3) Ageing Management Technical Evaluation for Insulation Degradation of Electric / Instrumentation Equipment

*石井 伸弘¹¹ 東京電力ホールディングス株式会社 原子力設備管理部

1. はじめに

原子力発電所の安全性を確保するためには、通常運転環境内での経年劣化による絶縁低下に加え、環境条件が著しく悪化する事象（異常状態環境）が発生したとしても、その性能を維持して、安全系の電気・計装設備の機能が脅かされることのない（耐環境性能を有する）ようにしておく必要がある。電気・計装設備の絶縁低下については、設置環境における温度・放射線の影響が主要因となり、経時的に絶縁体の劣化が進行していく事象である。

電気・計装設備の絶縁低下に対する対応は、各種規格（「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」（以下「電気学会推奨案」という。）や「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド（JNES-RE-2013-2049）」（以下「ACA ガイド」という。）等）に基づく経年劣化に対する試験・評価や定期的な絶縁抵抗測定等による保全活動を踏まえて、必要に応じて取替えを実施することで、健全性の維持に取り組んでいる。

なお、長期健全性試験（環境認定試験）の健全性評価年数はプラント運転中の厳しい環境に晒されている状態（稼働率 100%）を想定し、保守的に健全性を評価し、その年数に基づき取替え等の管理を行っている。一方、プラント運転中に比べ停止中は、温度・放射線ともに低い状況であり、停止中における劣化速度は、運転中に比べると遅いと考えられる。

以上の経緯を踏まえて、耐環境性能を有する電気・計装設備のうち、最も普遍的な設備であるケーブルを代表例として、これまでの高経年化対策における経年劣化への対応を整理するとともに、プラントの長期停止状態がケーブルの経年劣化に及ぼす影響について確認し、取りまとめた。

2. 電気・計装設備に想定される主要な劣化事象への対応

2-1. 電気・計装設備の絶縁低下について

電気・計装設備には、その諸機能を達成するために、種々の部位にゴム、プラスチック等の高分子材料及びプロセス油等の有機化合物材料が使用されている。これら材料は、環境的（熱・放射線等）、電氣的及び機械的な要因で劣化するため、絶縁特性が低下し、電気・計装設備の機能が維持できなくなる可能性がある。絶縁低下は、通電部位と大地間、あるいは通電部位と他の通電部位間の電氣的独立性（絶縁性）を確保するため介在されている高分子絶縁材料が、環境的（熱・放射線等）、電氣的及び機械的な要因で劣化するため、電気抵抗が低下し、絶縁性を確保できなくなる現象である。

原子力発電所の安全性を確保するためには、通常運転環境内での経年劣化による絶縁低下に加え、環境条件が著しく悪化する事象（異常状態環境）が発生したとしても、その性能を維持して、安全系の電気・計装設備の機能が脅かされることのない（耐環境性能を有する）ようにしておく必要がある。そのため、異常状態環境内で機能要求される電気・計装設備の絶縁低下を全て高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出している。

2-2. ケーブルの絶縁低下に対する影響因子

ケーブルの主要な影響因子は通常環境においては、熱・放射線であり、事故時の環境においては、蒸気暴露の観点に加わってくる。これは、耐環境性能が必要なケーブルは通常運転中には熱や放射線に曝されて劣化し、更に、冷却材喪失事故等の事故による蒸気暴露、高温、高放射線環境下においても機能維持が必要となるためである。例えば格納容器内の事故時の温度、放射線レベル等の監視のための信号を伝送するケーブルなどについては、このような状況において健全性を確保すべく、検証がされている。

2-3. 電気・計装設備の絶縁低下への対応

耐環境性能が必要な電気・計装設備の絶縁低下に対する対応は、各種規格（「電気学会推奨案」や「ACAガイド」等）に基づく経年劣化に対する環境認定試験を行い、その試験条件と実機環境における評価期間を比較し、必要に応じてその評価期間内に取替えを実施することで健全性の維持を図っている。

また、ケーブル全般に関する現状の保全活動として、定期的な絶縁抵抗測定や機能試験等を実施し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合には、取替え等の設備対策を行うこととしている。

3. 長期停止の影響（電気・計装設備の絶縁低下）

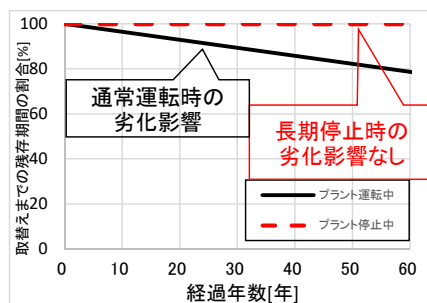
実測した運転中及び停止中における布設箇所の平均温度・放射線量率のデータは表1の通りであり、運転中に比べて停止中は、温度・放射線とも低い状況であることが分かる。絶縁低下の主要因は温度・放射線であるため、プラント停止中の劣化進展は運転中に比べて小さい。（図1参照）

長期健全性試験（環境認定試験）に基づく健全性評価年数は、プラント停止中を考慮せず、常にプラント運転中の厳しい環境に晒されている状態（稼働率

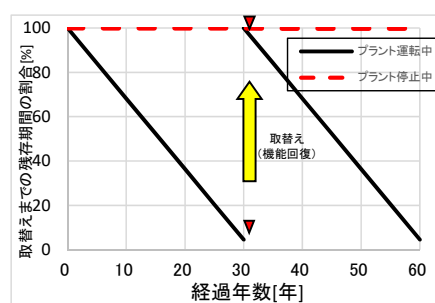
100%）を想定し、保守的に健全性を評価し、その年数に基づき取替え等の管理を行っている（図1（b）黒線参照）。仮に、10年間の停止期間の劣化を、これまでに実施された劣化状況評価の結果へ追加的に考慮し、影響を評価しても、健全性評価結果に影響を与えるものではないことを確認した。

表1. 最も環境の厳しいケーブル布設環境の比較

プラント	実布設環境条件			
	温度		放射線量率	
	通常運転中	停止期間中	通常運転中	停止期間中
高浜発電所1号機 (格納容器内)	50[°C]	24[°C]	0.0130 [Gy/h]	0.001 [Gy/h] 以下
東海第二発電所 (格納容器内)	65.6[°C]	25[°C]	0.250 [Gy/h]	0.001 [Gy/h] 以下



(a) 高浜発電所1号機の例



(b) 東海第二発電所の例

※：取替えまでの残存期間の割合

$= (1 - (\text{経過年数} / \text{長期健全性試験を踏まえて各環境条件から算出した取替えが必要となる年数})) \times 100$

図1. 運転中・停止中におけるケーブル劣化進展状況の模式図

4. まとめ

ケーブルを含む電気・計装設備は、絶縁低下に対する技術評価及び保全活動を適切に実施している。

難燃 PH ケーブル（高浜発電所1号機）及び難燃 PN ケーブル（東海第二発電所）を例として、通常運転中の劣化に10年間の停止中の劣化を考慮して劣化状況評価に与える影響を検討した結果、停止時の劣化は極めて小さく、劣化状況評価の結果に有意な影響は与えないことを確認した。なお、電気・計装設備は取替えが可能であり、これまでも適宜取替えがなされているものである。そのため、停止中の劣化を踏まえた取替え対応を適切に行うことで、停止中の劣化影響が問題になることはない。

*Nobuhiro Ishii

¹Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., Nuclear Asset Management Department.

原子力発電部会セッション

原子力発電所の運転期間と機器・構造物の経年劣化影響評価

Evaluation for the Effects of Nuclear Power Plant Operating Period on Ageing Deterioration of Components / Structure

(4) コンクリート構造物の劣化（強度低下）影響評価について

(4) Ageing Management for reduced strength of concrete structures

*島本 龍¹, 北川 高史²¹ 中部電力株式会社, ² 関西電力株式会社

1. はじめに

原子力発電所のコンクリート構造物は、設計及び施工が高度な知識及び経験を有する技術者によって行われている。耐久性の確保に関しても、要求仕様を定め、施工時の品質管理において仕様が満たされていることを確認したうえで、国による使用前検査を受検しており、品質が確保された信頼性の高い構造物となっている。また、運転開始後においても技術者による保守管理活動が継続的に行われているが、参考となる技術指針の日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」（以下、「維持管理指針」）では、基本的な考え方として、「現状の健全性を確保するための維持管理」及び「長期的な健全性を確保するための維持管理」の二つに区分されている。現状の健全性を確保するための維持管理では、現状の構造物の健全性を確認するために、定期点検や臨時点検を行い、劣化事象の有無もしくはその程度を評価し、必要に応じた対策を講じることに対して、長期的な健全性を確保するための維持管理では将来にわたって構造物の機能を維持することを目的に経年的な劣化を対象にした点検を行い、劣化事象が現れる前からその原因である劣化要因の影響の程度を把握するとともに、進展予測などにより長期的な影響を評価し、必要に応じた対策を講じる。

本報では、コンクリート構造物の長期的な健全性を確保するための維持管理活動となる高経年化技術評価の概要、及びプラントの長期停止状態がコンクリート構造物の経年劣化に及ぼす影響について述べる。

2. コンクリート構造物の高経年化技術評価

維持管理指針では、長期的な健全性評価の基本方針として、「構造安全性および遮蔽性に影響を及ぼす劣化要因に着目して実施する」とされている。コンクリート構造物の高経年化技術評価においては、まず要求機能として支持機能、遮蔽機能に影響を及ぼすことが否定できない経年劣化事象を抽出している。そして、各事象に影響を及ぼす劣化要因毎に長期的な健全性評価を行うことで、劣化事象の評価としており、このことはコンクリート構造物の評価における大きな特徴であるといえる。

原子力発電所のコンクリート構造物の性能に影響を及ぼすことが否定できない経年劣化事象は、「コンクリートの強度低下」及び「コンクリートの遮蔽能力低下」である。これらの経年劣化事象は、原子力発電所のコンクリート構造物が曝される様々な環境条件とその程度に応じて生じる。この経年劣化事象を生じさせる原因となる環境条件を経年劣化要因と呼び、原子力発電所の特徴を考慮して高経年化対策上着目すべきものとしてまとめると、表 1 のように整理される。原子力発電所のコンクリート構造物の高経年化技術評価では、これらの経年劣化要因に着目した評価を行っており、経年劣化事象が生じる手前でその要因の程度を評価しているという点で、より保守性の高い評価となっている。

コンクリート構造物の高経年化技術評価において確認すべきは、経年劣化事象がコンクリート構造物としての要求機能に影響を及ぼさないことである。

表 1 高経年化対策上着目すべき経年劣化要因と経年劣化事象

要求機能	経年劣化事象	経年劣化要因
支持機能	コンクリートの強度低下	熱
		放射線照射
		中性化
		塩分浸透
		機械振動
遮蔽機能	コンクリートの遮蔽能力低下	熱

コンクリートの強度低下及び遮蔽性能低下といった要求機能に影響を及ぼすことが否定できない経年劣化事象に対して、まずはその事象を引き起こす手前の要因に対して評価を実施している。仮に要因の進展が顕著であったとしても、ただちに事象が顕在化するものではなく、更にいえば事象が顕在化したとしても部材または構造物としての要求機能に影響を与えないことを技術的に確認することにより健全性が保たれているものと判断できる。したがって、要因に対して評価していること自体に相当の保守性が含まれているものである。

それぞれの劣化要因に対しては、学協会の技術指針等（維持管理指針他）に既往知見や実験結果等を踏まえて長期的な健全性に対する技術評価の手法や基準が定められている。原子力発電所のコンクリート構造物の高経年化技術評価においては、保守管理活動を踏まえた技術評価により、長期健全性を適切に評価している。

3. 長期停止に伴う経年劣化の影響

コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下に影響を及ぼす要因の中には、その進展が運転時の環境のみならず、長期停止時の環境においても進展の可能性が否定できないものがある。しかし、事業者の保守管理活動や高経年化技術評価の結果を鑑みると、健全性に関して大きな問題になるものではないと考えられる。

高経年化対策上着目すべき経年劣化要因のうち、原子力発電所の運転に依存する「熱」、「放射線照射」、「機械振動」は、長期停止期間中には生じない、またはほとんど生じないことから、これらに起因した経年劣化事象は進展しないと考えられる。一方、「中性化」、「塩分浸透」は、長期停止期間中の状況においても、コンクリート構造物に作用することから、これらに起因した経年劣化事象は進展する可能性がある。したがって、コンクリート構造物において、長期停止期間中に進展が想定される経年劣化事象及び経年劣化要因としては、「コンクリートの強度低下」に対して、「中性化」及び「塩分浸透」を考慮する必要がある。

「中性化」については、経過時間に対して進展が緩やかであり、コンクリート部材の強度低下は、中性化が鉄筋位置に到達しただけでは生じず、その後に腐食が発生し、さらにそれが進展し、コンクリートにひび割れや剥離が生じるまでになって初めて発生する。図 1 に中性化によるコンクリート部材の強度低下への影響の概念図を示す。高経年化技術評価は、経年劣化の影響が最も厳しくなると想定される部位を選定した上で、コンクリートの強度低下という経年劣化事象を引き起こす手前の中性化という要因を対象に行っており、評価手法自体に保守性が含まれる。また、劣化要因に対する健全性評価を行い、劣化事象（コンクリートの強度低下）として生じる前に対策を講じることを維持管理の基本としている。

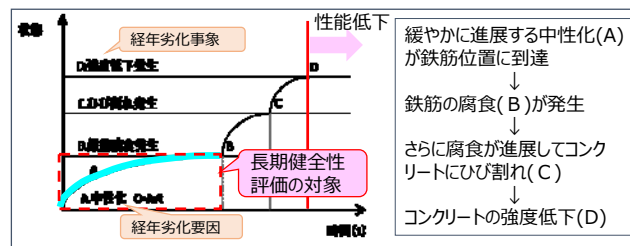


図1 中性化によるコンクリート部材の強度低下影響の概念図

「塩分浸透」については、高経年化技術評価において、経年劣化の影響が最も厳しくなると想定される部位を選定した上で、経年劣化事象を引き起こす手前の要因を対象に行っており、評価手法自体に保守性が含まれる。また、劣化要因に対する健全性評価を行い、劣化事象（コンクリートの強度低下）として生じる前に対策を講じることを維持管理の基本としている。

さらに、「中性化」及び「塩分浸透」いずれについても、仮に評価対象部位の中性化深さが評価基準値まで進行しているかまたは進行する可能性が認められたとしても、耐力評価を行い、当該部位を構成する部材または構造体の耐力が設計荷重を上回っていることが確認されれば、安全性を確保し得ると判断されることが、原子力規制委員会による「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」にも記載されている。

したがって、原子力発電所のコンクリート構造物は、高経年化技術評価における評価結果以上に、「中性化」及び「塩分浸透」による強度低下に対して十分な裕度を有していると考えられる。

また、PWR 及び BWR の各代表プラントを例として、仮に 10 年間の停止期間を追加的に考慮した場合の経年劣化要因（中性化、塩分浸透）の評価結果に与える影響を検証した結果、いずれも現状の評価基準値に対して十分な裕度を有していることを確認した。

以上のことから、原子力発電所のコンクリート構造物は、長期停止期間中に進展が想定される経年劣化要因（中性化、塩分浸透）による経年劣化事象（コンクリートの強度低下）に対して、十分な裕度を有しており、停止期間を考慮した場合でも評価結果に有意な影響を与えないものと考えられる。

4. まとめ

原子力発電所のコンクリート構造物は、高度な知識及び経験を有する技術者によって設計及び施工されており、品質が確保された信頼性の高い構造物である。例えば、中性化及び塩分浸透に対する重要な抵抗要素であるかぶり厚さ（鉄筋表面からコンクリート表面までの距離）については、中性化や塩分浸透が鉄筋位置まで容易に達しないよう十分に余裕のある設計仕様を定めるとともに、施工においてその仕様が満たされていることを使用前検査で確認している。また、運転開始後は、定期的な点検と、点検により得られたデータに基づく健全性評価を行い、保全活動の PDCA を回すことで、維持管理の継続的な改善も図っている。このように信頼性の高い品質が確保された原子力発電所のコンクリート構造物は、構造体や部材の物理的な寿命が相当に長いと考えられ、前述のとおり、中性化及び塩分浸透による評価結果もこれを裏付けるものとなっている。さらに、高経年化技術評価では、中性化や塩分浸透のような経年劣化要因に基づく評価だけでなく、「コンクリートの強度低下」という経年劣化事象そのものについても、採取したコンクリートコアの強度試験を実施し、取得されたコンクリート強度が設計基準強度を上回っていることを確認している。

以上のことから、原子力発電所のコンクリート構造物は、長期停止期間中に進展が想定される経年劣化要因（中性化、塩分浸透）による経年劣化事象（コンクリートの強度低下）に対して、高い安全性を有しており、将来にわたり、大きな裕度をもって健全性が確保されていると考えられる。

*Ryu Shimamoto¹ and Takashi Kitagawa²

¹Chubu Electric Power Co., Inc., ² Kansai Electric Power Co., Inc.