

Wed. Sep 7, 2016

Room A

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[PL1A02] Discussion on Nuclear Power Station

Lawsuities

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)

1:00 PM - 3:00 PM Room A (Kumume City Plaza - The Grand Hall)

[PL1A0201] Objective and Scope

*Mitsuru Uesaka¹, *Nobuaki Sato² (1.Univ. of Tokyo, 2.Tohoku Univ.)

[PL1A0202] Lawsuit and interim injunction against operation of nuclear power plant

*Jun Masuda¹ (1.Chuo Univ.)

[PL1A0203] Summary of Study by Social and Environmental Division

*Tsutomu Sata¹ (1.JAEA)

[PL1A0204] Q&A and General Discussion

*Kohta Juraku¹ (1.Tokyo Denki Univ.)

Planning Lecture | Board and Committee | International Activities Committee (SFEN)

[PL1A03] France/Japan Joint Session of AESJ
2016 Fall Meeting

Chair: Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

3:20 PM - 4:50 PM Room A (Kumume City Plaza - The Grand Hall)

[PL1A0301] Opening and welcoming address

*Mitsuru Uesaka¹ (1.President of AESJ)

[PL1A0302] Joint collaboration address and report of COP21 Paris

*Valerie Faudon¹ (1.SFEN)

[PL1A0303] Global warming in progress and Increase of CO2 emission in Japan under delay of NPP restart process

*Tadashi Narabayashi¹ (1.Hokkaido Univ.)

[PL1A0304] Nuclear NPPs Situation and COP21 in France

*Sunil Felix¹ (1.French Embassy)

[PL1A0305] The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European power grid

*Takashi Kuroishi¹ (1.MHPS)

Room D

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 1

[PL1D] Efforts toward Spent Fuel Removal from Spent Fuel Pools of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Takuji Takayama (TEPCO HD)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[PL1D01] Master Plan toward Spent Fuel Removal from the Spent Fuel Pools of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ippei Matsuoka¹ (1.TEPCO HD)

[PL1D02] Rubble removal work, Decontamination and Shield installation on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Takashi Inoue¹ (1.Kajima Corp.)

[PL1D03] Dose evaluation of working area on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Keisuke Shirai¹ (1.Toshiba Corp.)

[PL1D04] Gamma-ray Spectra and Dose Measurement Results on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Naoki Mukaida¹ (1.TEPCO HD)

[PL1D05] Design and Construction plan of Spent Fuel Removal Structure for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Ippei Matsuo¹ (1.Kajima Corp.)

[PL1D06] Design and Construction plan of Spent Fuel Removal System for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Fumihito Shinozaki¹ (1.Toshiba Corp.)

[PL1D07] Current situation of preparation for fuel removal from the Spent Fuel Pool of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Kanta Yamaguchi¹ (1.TEPCO HD)

[PL1D08] Development of Remote Guiding System, Rubble Suction Device, etc, for Dismantling Building Cover of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 1

*Itaru Kurosawa¹ (1.Shimizu Corp.)

Room E

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2

[PL1E] Essential characteristics for challenging

light water reactors in conformity with social needs and preference

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[PL1E01] Background and objectives

*Akio Yamamoto¹ (1.Nagoya Univ.)

[PL1E02] Social needs and fundamental requirements

*Takafumi Narukawa¹ (1.JAEA)

[PL1E03] Technical issues and discussions

*Norio Sakai¹ (1.Toshiba Corp.)

Room F

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

[PL1F] International Trends on Nuclear Power Generation

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[PL1F01] Energy, Electric Power and Nuclear Power

Situation in the World

*Kunihiro Tokai¹ (1.JEPIC)

[PL1F02] Trends on Nuclear Power Generation in

Advanced and Developing Countries

*Masaharu Kobayashi¹ (1.JAIF)

Room H

Planning Lecture | Technical division and Network | Reprocessing and Recycle Technology Division

[PL1H] The Severe Accident Study Working Group for Nuclear Fuel Cycle Facilities Phase-II Report

Chair: Yasuhisa Ikeda (Tokyo Tech)

1:00 PM - 2:30 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[PL1H01] General Explanation of the Phase-II Report

*Ken Muramatsu¹ (1.Tokyo City Univ.)

[PL1H02] General Explanation of the Phase-II Report

*Kazuo Yoshida¹ (1.JAEA)

[PL1H03] General Explanation of the Phase-II Report

*Hitoshi Abe¹ (1.JAEA)

[PL1H04] General Explanation of the Phase-II Report

*Yuichi Yamane¹ (1.JAEA)

[PL1H05] General Explanation of the Phase-II Report

*Takahiro Ishio¹ (1.JNFL)

[PL1H06] General Discussion

Room J

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 1

[PL1J] Important role of AESJ standards for RIDM (risk informed decision making) for continuous safety improvement

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[PL1J01] Concept for safety improvement

*Koji Okamoto¹ (1.Univ. of Tokyo)

[PL1J02] Process of risk governance

*Akira Yamaguchi¹ (1.Univ. of Tokyo)

[PL1J03] Plan for revising the implementation standard on use of risk information

*Yoshiyuki Narumiya¹ (1.KEPCO)

[PL1J04] Quality of PRA for RIDM

*Seiichi Koshizuka¹ (1.Univ. of Tokyo)

Room L

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Nuclear Data Division, Reactor Physics Division, Particle Accelerator and Beams Science Division, Special Committee on Nuclear Data

[PL1L] Decommissioning of reactor and accelerator facilities, and present status of nuclear data libraries for activation cross-sections

Chair: Satoshi Kunieda (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[PL1L01] Evaluation and issue of radioactive inventory for Fugen's decommissioning

*Hirokazu Hayashi¹ (1.JAEA)

[PL1L02] Decommissioning of Kyushu University Tandem Accelerator Laboratory

*Takashi Teranishi¹ (1.Kyushu Univ.)

[PL1L03] Present status and issues of the activation nuclear data library

*Nobuyuki Iwamoto¹ (1.JAEA)

Room M

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[PL1M] Current study and future progress for tritium production method using high temperature gas cooled reactor

Chair: Satoshi Fukada (Kyushu Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[PL1M01] Outline of Study on Tritium Production using
High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*Hideaki Matsuura¹ (1.Kyushu Univ.)

[PL1M02] Study on Tritium Production and
Confinement in High-Temperature Gas-
Cooled Reactor

*Kazunari Katayama¹ (1.Kyushu Univ.)

[PL1M03] Nuclear and Thermal Design of the High-
Temperature Gas-Cooled Reactor for Tritium
Production and Power Generation

*Minoru Goto¹ (1.JAEA)

[PL1M04] Irradiation Facility of High Temperature
engineering Test Reactor

*Yosuke Shimazaki¹ (1.JAEA)

[PL1M05] Discussion

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[PL1A02] Discussion on Nuclear Power Station Lawsuits

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 3:00 PM Room A (Kumume City Plaza - The Grand Hall)

[PL1A0201] Objective and Scope

*Mitsuru Uesaka¹, *Nobuaki Sato² (1.Univ. of Tokyo, 2.Tohoku Univ.)

[PL1A0202] Lawsuit and interim injunction against operation of nuclear power plant

*Jun Masuda¹ (1.Chuo Univ.)

[PL1A0203] Summary of Study by Social and Environmental Division

*Tsutomu Sata¹ (1.JAEA)

[PL1A0204] Q&A and General Discussion

*Kohta Juraku¹ (1.Tokyo Denki Univ.)

理事会セッション（社会・環境部会共催）

原子力発電所関連訴訟について学ぶ

Discussion on Nuclear Power Station Lawsuits

*升田 純¹, *上坂 充², *佐藤 修彰³, *佐田 務⁴, *寿楽 浩太⁵¹中央大学, ²東京大学, ³東北大学, ⁴JAEA, ⁵東京電機大学

原子力発電所の再稼働差し止め仮処分訴訟では、対極的な司法判断が下されている。福岡高裁宮崎支部は九州電力 川内 1、2 号機の運転差し止めを認めなかったが、大津地裁は関西電力 高浜 3、4 号機の運転を差し止める決定を下したのが、その一例である。

これらの司法判断は、原子力発電所の運転の可否に関わりつつあり、多くの原子力学会員にとって非常に関心が高いものになっている。そこで、今回、本セッションを企画するに至った。

本セッションでは、前述のような異なる判断が示された裁判所決定のあらましと、それらの決定の依り処について紹介する。まず、原子力発電訴訟に詳しい中央大学法科大学院の升田教授に解説をしていただくこととした。

次に、科学技術に関する裁判の諸問題について検討を進めている本学会社会・環境部会より、①科学技術の最先端の分野における争点をめぐって、司法の判断と国あるいは専門家による判断が食い違う理由は何か。また、このような問題の調整をどう図ったらよいのか。②この問題の背景には、科学技術をめぐる不確実性への対応をめぐる問題がないか、などの論点整理を行う。

最後に、質問への対応や会場との意見交換を通じて、原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

なお、この問題に対する会員からの質問を事前に募集し、当日はそれらを集約した質問とそれに対する回答や解説を行うことで、この問題に関する議論を深める。

（ご講演いただく法務専門家の経歴）

升田純 弁護士・中央大学法科大学院教授

1974 年京都大学法学部卒

東京高裁判事を経て 1997 年に退官し弁護士登録

2004 年まで聖心女子大学文学部教授

2004 年より中央大学法科大学院教授（現在に至る）

*Jun Masuda¹, *Mitsuru Uesaka², *Nobuaki Sato³, *Tsutomu Sata⁴ and *Kohta Juraku⁵

¹Chuo Univ., ²Univ. of Tokyo, ³Tohoku Univ., ⁴JAEA, ⁵Tokyo Denki Univ.,

理事会セッション（社会・環境部会共催）

原子力発電所関連訴訟について学ぶ

Discussion on Nuclear Power Station Lawsuits

* 升田 純¹, * 上坂 充², * 佐藤 修彰³, * 佐田 務⁴, * 寿楽 浩太⁵¹ 中央大学, ² 東京大学, ³ 東北大学, ⁴ JAEA, ⁵ 東京電機大学

原子力発電所の再稼働差し止め仮処分訴訟では、対極的な司法判断が下されている。福岡高裁宮崎支部は九州電力 川内 1、2 号機の運転差し止めを認めなかったが、大津地裁は関西電力 高浜 3、4 号機の運転を差し止める決定を下したのが、その一例である。

これらの司法判断は、原子力発電所の運転の可否に関わりつつあり、多くの原子力学会員にとって非常に関心が高いものになっている。そこで、今回、本セッションを企画するに至った。

本セッションでは、前述のような異なる判断が示された裁判所決定のあらましと、それらの決定の依り処について紹介する。まず、原子力発電訴訟に詳しい中央大学法科大学院の升田教授に解説をしていただくこととした。

次に、科学技術に関する裁判の諸問題について検討を進めている本学会社会・環境部会より、①科学技術の最先端の分野における争点をめぐって、司法の判断と国あるいは専門家による判断が食い違う理由は何か。また、このような問題の調整をどう図ったらよいのか。②この問題の背景には、科学技術をめぐる不確実性への対応をめぐる問題がないか、などの論点整理を行う。

最後に、質問への対応や会場との意見交換を通じて、原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

なお、この問題に対する会員からの質問を事前に募集し、当日はそれらを集約した質問とそれに対する回答や解説を行うことで、この問題に関する議論を深める。

（ご講演いただく法務専門家の経歴）

升田純 弁護士・中央大学法科大学院教授

1974 年京都大学法学部卒

東京高裁判事を経て 1997 年に退官し弁護士登録

2004 年まで聖心女子大学文学部教授

2004 年より中央大学法科大学院教授（現在に至る）

*Jun Masuda¹, *Mitsuru Uesaka², *Nobuaki Sato³, *Tsutomu Sata⁴ and *Kohta Juraku⁵

¹Chuo Univ., ²Univ. of Tokyo, ³Tohoku Univ., ⁴JAEA, ⁵Tokyo Denki Univ.,

理事会セッション（社会・環境部会共催）

原子力発電所関連訴訟について学ぶ

Discussion on Nuclear Power Station Lawsuits

* 升田 純¹, * 上坂 充², * 佐藤 修彰³, * 佐田 務⁴, * 寿楽 浩太⁵¹ 中央大学, ² 東京大学, ³ 東北大学, ⁴ JAEA, ⁵ 東京電機大学

原子力発電所の再稼働差し止め仮処分訴訟では、対極的な司法判断が下されている。福岡高裁宮崎支部は九州電力 川内 1、2 号機の運転差し止めを認めなかったが、大津地裁は関西電力 高浜 3、4 号機の運転を差し止める決定を下したのが、その一例である。

これらの司法判断は、原子力発電所の運転の可否に関わりつつあり、多くの原子力学会員にとって非常に関心が高いものになっている。そこで、今回、本セッションを企画するに至った。

本セッションでは、前述のような異なる判断が示された裁判所決定のあらましと、それらの決定の依り処について紹介する。まず、原子力発電訴訟に詳しい中央大学法科大学院の升田教授に解説をしていただくこととした。

次に、科学技術に関する裁判の諸問題について検討を進めている本学会社会・環境部会より、①科学技術の最先端の分野における争点をめぐって、司法の判断と国あるいは専門家による判断が食い違う理由は何か。また、このような問題の調整をどう図ったらよいのか。②この問題の背景には、科学技術をめぐる不確実性への対応をめぐる問題がないか、などの論点整理を行う。

最後に、質問への対応や会場との意見交換を通じて、原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

なお、この問題に対する会員からの質問を事前に募集し、当日はそれらを集約した質問とそれに対する回答や解説を行うことで、この問題に関する議論を深める。

（ご講演いただく法務専門家の経歴）

升田純 弁護士・中央大学法科大学院教授

1974 年京都大学法学部卒

東京高裁判事を経て 1997 年に退官し弁護士登録

2004 年まで聖心女子大学文学部教授

2004 年より中央大学法科大学院教授（現在に至る）

*Jun Masuda¹, *Mitsuru Uesaka², *Nobuaki Sato³, *Tsutomu Sata⁴ and *Kohta Juraku⁵

¹Chuo Univ., ²Univ. of Tokyo, ³Tohoku Univ., ⁴JAEA, ⁵Tokyo Denki Univ.,

理事会セッション（社会・環境部会共催）

原子力発電所関連訴訟について学ぶ

Discussion on Nuclear Power Station Lawsuits

*升田 純¹, *上坂 充², *佐藤 修彰³, *佐田 務⁴, *寿楽 浩太⁵¹中央大学, ²東京大学, ³東北大学, ⁴JAEA, ⁵東京電機大学

原子力発電所の再稼働差し止め仮処分訴訟では、対極的な司法判断が下されている。福岡高裁宮崎支部は九州電力 川内 1、2 号機の運転差し止めを認めなかったが、大津地裁は関西電力 高浜 3、4 号機の運転を差し止める決定を下したのが、その一例である。

これらの司法判断は、原子力発電所の運転の可否に関わりつつあり、多くの原子力学会員にとって非常に関心が高いものになっている。そこで、今回、本セッションを企画するに至った。

本セッションでは、前述のような異なる判断が示された裁判所決定のあらましと、それらの決定の依り処について紹介する。まず、原子力発電訴訟に詳しい中央大学法科大学院の升田教授に解説をしていただくこととした。

次に、科学技術に関する裁判の諸問題について検討を進めている本学会社会・環境部会より、①科学技術の最先端の分野における争点をめぐって、司法の判断と国あるいは専門家による判断が食い違う理由は何か。また、このような問題の調整をどう図ったらよいのか。②この問題の背景には、科学技術をめぐる不確実性への対応をめぐる問題がないか、などの論点整理を行う。

最後に、質問への対応や会場との意見交換を通じて、原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

なお、この問題に対する会員からの質問を事前に募集し、当日はそれらを集約した質問とそれに対する回答や解説を行うことで、この問題に関する議論を深める。

（ご講演いただく法務専門家の経歴）

升田純 弁護士・中央大学法科大学院教授

1974 年京都大学法学部卒

東京高裁判事を経て 1997 年に退官し弁護士登録

2004 年まで聖心女子大学文学部教授

2004 年より中央大学法科大学院教授（現在に至る）

*Jun Masuda¹, *Mitsuru Uesaka², *Nobuaki Sato³, *Tsutomu Sata⁴ and *Kohta Juraku⁵

¹Chuo Univ., ²Univ. of Tokyo, ³Tohoku Univ., ⁴JAEA, ⁵Tokyo Denki Univ.,

Planning Lecture | Board and Committee | International Activities Committee (SFEN)

[PL1A03] France/Japan Joint Session of AESJ 2016 Fall Meeting

Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Chair: Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 3:20 PM - 4:50 PM Room A (Kumume City Plaza - The Grand Hall)

[PL1A0301] Opening and welcoming address

*Mitsuru Uesaka¹ (1.President of AESJ)

[PL1A0302] Joint collaboration address and report of COP21 Paris

*Valerie Faudon¹ (1.SFEN)

[PL1A0303] Global warming in progress and Increase of CO2 emission in Japan under delay of NPP restart process

*Tadashi Narabayashi¹ (1.Hokkaido Univ.)

[PL1A0304] Nuclear NPPs Situation and COP21 in France

*Sunil Felix¹ (1.French Embassy)

[PL1A0305] The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European power grid

*Takashi Kuroishi¹ (1.MHPS)

国際活動委員会セッション「フランス原子力学会との合同セッション」

Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Tadashi Narabayashi¹, Mitsuru Uesaka², Valerie Faoudon³, Sunil Felix⁴, Takashi Kuroishi⁵¹Hokkaido Univ., ²AESJ, ³SFEN, ⁴French Embassy, ⁵MHPS

1. Introduction

COP21 Paris—Nuclear for Climate, a global initiative supported by more than 140 regional and national nuclear associations and technical societies, said in a new position paper that a significant expansion of nuclear energy is necessary for the world to achieve an 80 percent reduction in greenhouse gas emissions by 2050.

2. France/Japan Joint Session of AESJ 2016 Fall Meeting, Chair: Dr. Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

1) Opening and welcoming address: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

2) Joint collaboration address and Report of COP21 Paris

Valerie Faoudon (Director-general President of SFEN)

The position paper urges negotiators at the United Nations Framework Convention on Climate Change Conference of the Parties (COP21) to develop an achievable agreement for the reduction of greenhouse gases that ensures the right of countries to choose nuclear energy in order to reduce greenhouse gas emissions while meeting their energy and development objectives. This choice should not be prejudiced against in any way by the new UNFCCC protocols, specifically with regards to access to climate funding mechanisms such as Green Climate Funds. “We strongly believe the world must use all available low-carbon energy sources, including nuclear energy, if it is to mitigate the effects of climate change and reduce greenhouse gas emissions while meeting development goals and not impeding on economic growth.”⁽¹⁾

The Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faoudon, who spearheaded the Nuclear for Climate campaign, in what we believe was the first ever COP discussion panel on nuclear and climate. The discussion was held inside the Generation Climate public arena, and attended by more than 200 people. It was a lively and constructive session with contributions from the Sierra Club and other environmentalists in the audience.

Fig.1 Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faoudon⁽²⁾

3) Global warming in progress and Increase of CO₂ emission in Japan under delay of NPP restart process, Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

As shown in Fig 2, Considering the global warming, rapid increase of population and energy consumption, depletion and ballooning of fossil fuel consumption, “Nuclear Renaissance” should be continued by enhance the nuclear safety. Global warming is in progress and increase of CO₂ emission in Japan under delay of NPP restart process. In Germany, green paradox and renewable poverty are the new problem, as the solar and wind power are growing. It is appellant that the greenhouse gases are increasing very rapidly at present.

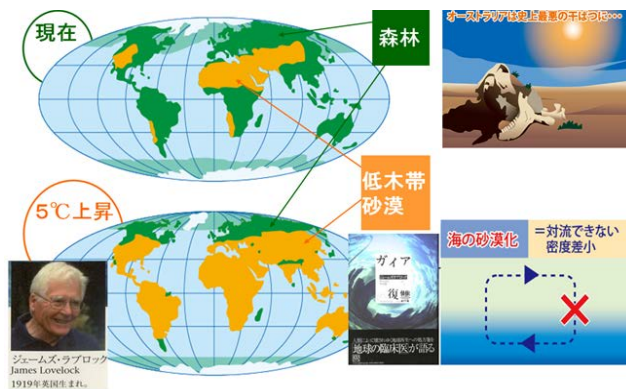


Fig. 2 “Gaea's Revenge” by James Lovelock.

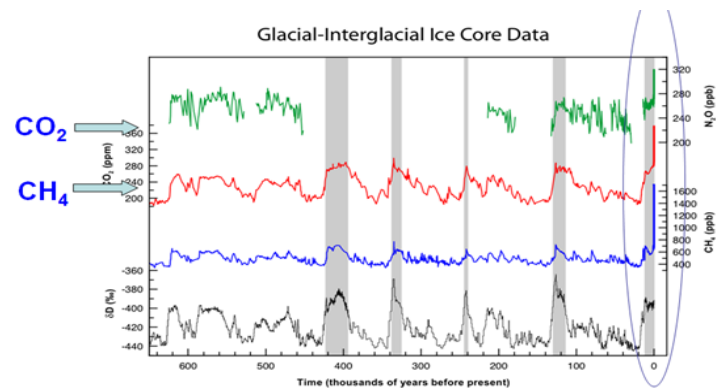


Fig.3 Ice core data show rapid increase of Greenhouse gases

4) Nuclear NPPs Situation and COP21 in France, Sunil Felix (The French Embassy)

France relies on nuclear power for around 75 percent of its electricity needs. So why is nobody talking about nuclear at the big environmental summit hosted by Paris? The huge French pavilion that was built for the COP 21 climate conference includes over a dozen spacious stands showcasing France's leadership in various fields of science, technology, education and ecology. But nowhere does the pavilion mention nuclear energy, completely dismissing this key French sector from the country's energy landscape. Conference participants curious about nuclear power will also find it difficult to find any information on the subject, from either groups who oppose atomic energy or those who defend it. The International Atomic Energy Agency (IAEA) has a booth in the Exhibits Area of the convention center, but denies it is here to advocate the use of nuclear power. Greenpeace, a strong critic of nuclear energy, prepared a briefing for its campaigners in view of the COP 21, but the group is not addressing the issue directly in Paris.

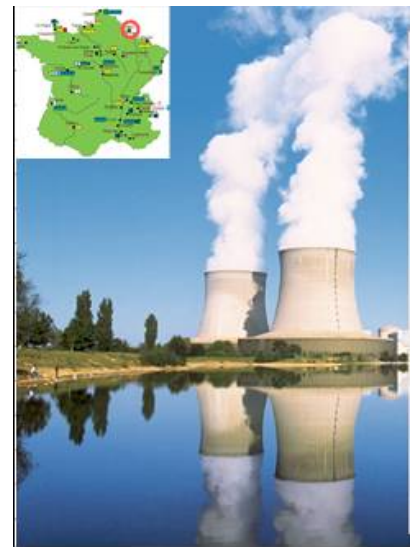


Fig. 4 Chooz NPP, EDF France

5) The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European Power Grid,

Takashi Kuroishi (MHPS)

The role thermal power is to be able to play that complies with the COP21 Paris agreement. What can thermal power plants contribute in order to supply stable Power? Power grid capability is an indicator for stable power supply. The structure of Power Grid is similar to pooling water in a swimming pool. Fig. 5 shows target of greenhouse gas emission in Japan for the Paris Agreement. Fast Cut Back (FCB)-function continue operating even when the power grid is disconnected. After the power grid is restored, the power plants will swiftly raise its power load to the original rate. Thermal Power can stabilize power supply and nuclear power should supply large load of electricity

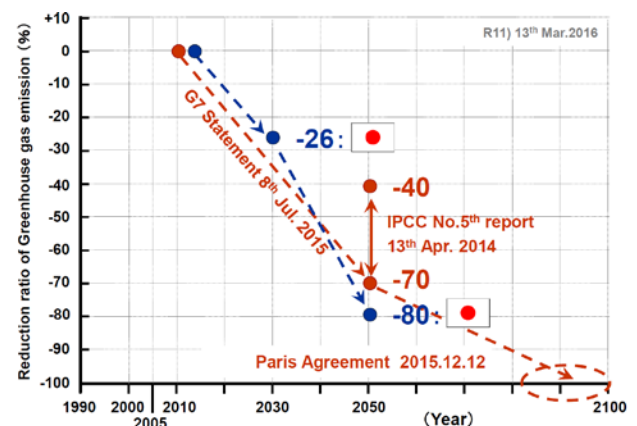


Fig. 5 Target of greenhouse gas emission in Japan

Reference

- (1) <http://www.nei.org/News-Media/Media-Room/News-Releases/Nuclear-Energy-Should-Be-Part-of-COP21-Agreement>
- (2) <http://www.france24.com/en/20151208-cop21-france-nuclear-energy-struggles>

国際活動委員会セッション「フランス原子力学会との合同セッション」

Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Tadashi Narabayashi¹, Mitsuru Uesaka², Valerie Faoudon³, Sunil Felix⁴, Takashi Kuroishi⁵¹Hokkaido Univ., ²AESJ, ³SFEN, ⁴French Embassy, ⁵MHPS

1. Introduction

COP21 Paris—Nuclear for Climate, a global initiative supported by more than 140 regional and national nuclear associations and technical societies, said in a new position paper that a significant expansion of nuclear energy is necessary for the world to achieve an 80 percent reduction in greenhouse gas emissions by 2050.

2. France/Japan Joint Session of AESJ 2016 Fall Meeting, Chair: Dr. Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

1) Opening and welcoming address: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

2) Joint collaboration address and Report of COP21 Paris

Valerie Faoudon (Director-general President of SFEN)

The position paper urges negotiators at the United Nations Framework Convention on Climate Change Conference of the Parties (COP21) to develop an achievable agreement for the reduction of greenhouse gases that ensures the right of countries to choose nuclear energy in order to reduce greenhouse gas emissions while meeting their energy and development objectives. This choice should not be prejudiced against in any way by the new UNFCCC protocols, specifically with regards to access to climate funding mechanisms such as Green Climate Funds. “We strongly believe the world must use all available low-carbon energy sources, including nuclear energy, if it is to mitigate the effects of climate change and reduce greenhouse gas emissions while meeting development goals and not impeding on economic growth.”⁽¹⁾

The Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faoudon, who spearheaded the Nuclear for Climate campaign, in what we believe was the first ever COP discussion panel on nuclear and climate. The discussion was held inside the Generation Climate public arena, and attended by more than 200 people. It was a lively and constructive session with contributions from the Sierra Club and other environmentalists in the audience.

Fig.1 Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faoudon⁽²⁾

3) Global warming in progress and Increase of CO₂ emission in Japan under delay of NPP restart process, Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

As shown in Fig 2, Considering the global warming, rapid increase of population and energy consumption, depletion and ballooning of fossil fuel consumption, “Nuclear Renaissance” should be continued by enhance the nuclear safety. Global warming is in progress and increase of CO₂ emission in Japan under delay of NPP restart process. In Germany, green paradox and renewable poverty are the new problem, as the solar and wind power are growing. It is appellant that the greenhouse gases are increasing very rapidly at present.

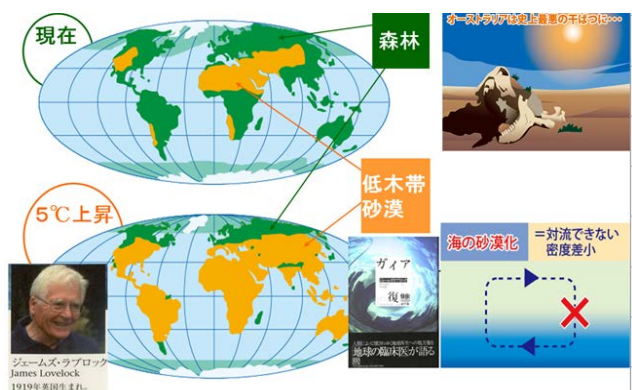


Fig. 2 “Gaea's Revenge” by James Lovelock.

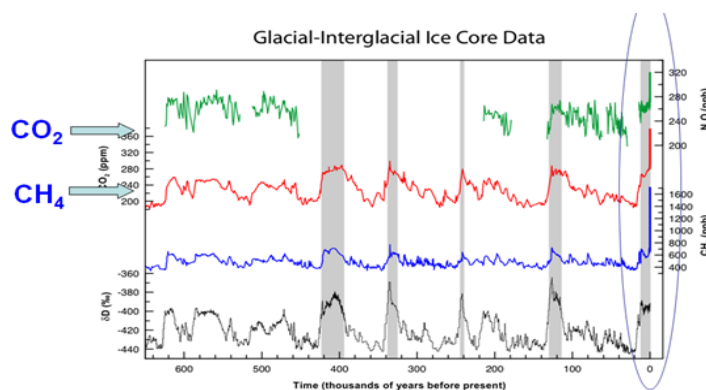


Fig.3 Ice core data show rapid increase of Greenhouse gases

4) Nuclear NPPs Situation and COP21 in France, Sunil Felix (The French Embassy)

France relies on nuclear power for around 75 percent of its electricity needs. So why is nobody talking about nuclear at the big environmental summit hosted by Paris? The huge French pavilion that was built for the COP 21 climate conference includes over a dozen spacious stands showcasing France's leadership in various fields of science, technology, education and ecology. But nowhere does the pavilion mention nuclear energy, completely dismissing this key French sector from the country's energy landscape. Conference participants curious about nuclear power will also find it difficult to find any information on the subject, from either groups who oppose atomic energy or those who defend it. The International Atomic Energy Agency (IAEA) has a booth in the Exhibits Area of the convention center, but denies it is here to advocate the use of nuclear power. Greenpeace, a strong critic of nuclear energy, prepared a briefing for its campaigners in view of the COP 21, but the group is not addressing the issue directly in Paris.



Fig. 4 Chooz NPP, EDF France

5) The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European Power Grid,

Takashi Kuroishi (MHPS)

The role thermal power is to be able to play that complies with the COP21 Paris agreement. What can thermal power plants contribute in order to supply stable Power? Power grid capability is an indicator for stable power supply. The structure of Power Grid is similar to pooling water in a swimming pool. Fig. 5 shows target of greenhouse gas emission in Japan for the Paris Agreement. Fast Cut Back (FCB)-function continue operating even when the power grid is disconnected. After the power grid is restored, the power plants will swiftly raise its power load to the original rate. Thermal Power can stabilize power supply and nuclear power should supply large load of electricity

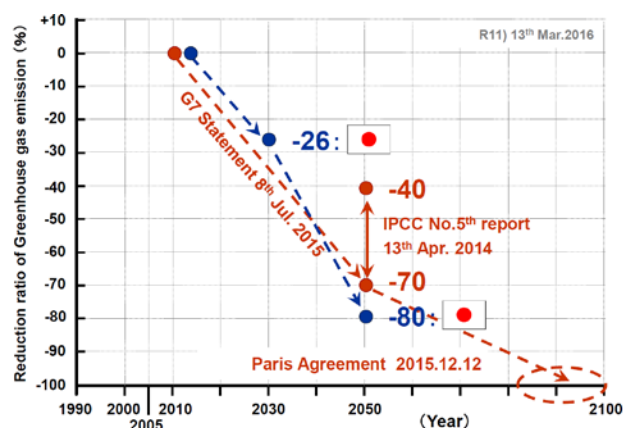


Fig. 5 Target of greenhouse gas emission in Japan

Reference

- (1) <http://www.nei.org/News-Media/Media-Room/News-Releases/Nuclear-Energy-Should-Be-Part-of-COP21-Agreement>
- (2) <http://www.france24.com/en/20151208-cop21-france-nuclear-energy-struggles>

国際活動委員会セッション「フランス原子力学会との合同セッション」

Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Tadashi Narabayashi¹, Mitsuru Uesaka², Valerie Faoudon³, Sunil Felix⁴, Takashi Kuroishi⁵¹Hokkaido Univ., ²AESJ, ³SFEN, ⁴French Embassy, ⁵MHPS

1. Introduction

COP21 Paris—Nuclear for Climate, a global initiative supported by more than 140 regional and national nuclear associations and technical societies, said in a new position paper that a significant expansion of nuclear energy is necessary for the world to achieve an 80 percent reduction in greenhouse gas emissions by 2050.

2. France/Japan Joint Session of AESJ 2016 Fall Meeting, Chair: Dr. Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

1) Opening and welcoming address: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

2) Joint collaboration address and Report of COP21 Paris

Valerie Faoudon (Director-general President of SFEN)

The position paper urges negotiators at the United Nations Framework Convention on Climate Change Conference of the Parties (COP21) to develop an achievable agreement for the reduction of greenhouse gases that ensures the right of countries to choose nuclear energy in order to reduce greenhouse gas emissions while meeting their energy and development objectives. This choice should not be prejudiced against in any way by the new UNFCCC protocols, specifically with regards to access to climate funding mechanisms such as Green Climate Funds. “We strongly believe the world must use all available low-carbon energy sources, including nuclear energy, if it is to mitigate the effects of climate change and reduce greenhouse gas emissions while meeting development goals and not impeding on economic growth.”⁽¹⁾

The Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faoudon, who spearheaded the Nuclear for Climate campaign, in what we believe was the first ever COP discussion panel on nuclear and climate. The discussion was held inside the Generation Climate public arena, and attended by more than 200 people. It was a lively and constructive session with contributions from the Sierra Club and other environmentalists in the audience.

Fig.1 Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faoudon⁽²⁾

3) Global warming in progress and Increase of CO₂ emission in Japan under delay of NPP restart process, Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

As shown in Fig 2, Considering the global warming, rapid increase of population and energy consumption, depletion and ballooning of fossil fuel consumption, “Nuclear Renaissance” should be continued by enhance the nuclear safety. Global warming is in progress and increase of CO₂ emission in Japan under delay of NPP restart process. In Germany, green paradox and renewable poverty are the new problem, as the solar and wind power are growing. It is appellant that the greenhouse gases are increasing very rapidly at present.

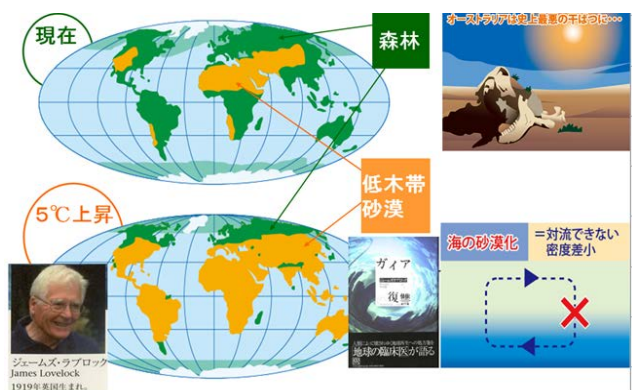


Fig. 2 “Gaea's Revenge” by James Lovelock.

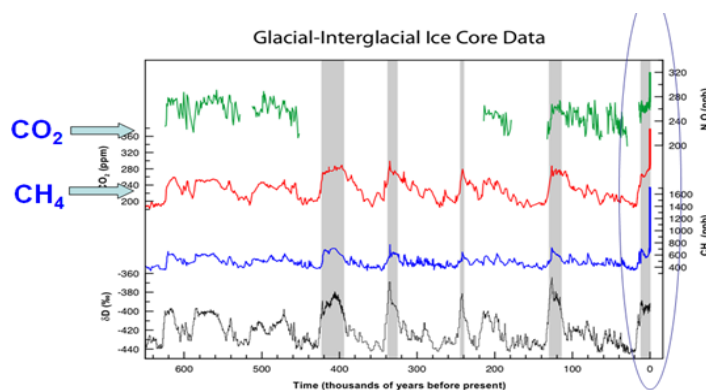


Fig.3 Ice core data show rapid increase of Greenhouse gases

4) Nuclear NPPs Situation and COP21 in France, Sunil Felix (The French Embassy)

France relies on nuclear power for around 75 percent of its electricity needs. So why is nobody talking about nuclear at the big environmental summit hosted by Paris? The huge French pavilion that was built for the COP 21 climate conference includes over a dozen spacious stands showcasing France's leadership in various fields of science, technology, education and ecology. But nowhere does the pavilion mention nuclear energy, completely dismissing this key French sector from the country's energy landscape. Conference participants curious about nuclear power will also find it difficult to find any information on the subject, from either groups who oppose atomic energy or those who defend it. The International Atomic Energy Agency (IAEA) has a booth in the Exhibits Area of the convention center, but denies it is here to advocate the use of nuclear power. Greenpeace, a strong critic of nuclear energy, prepared a briefing for its campaigners in view of the COP 21, but the group is not addressing the issue directly in Paris.



Fig. 4 Chooz NPP, EDF France

5) The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European Power Grid,

Takashi Kuroishi (MHPS)

The role thermal power is to be able to play that complies with the COP21 Paris agreement. What can thermal power plants contribute in order to supply stable Power? Power grid capability is an indicator for stable power supply. The structure of Power Grid is similar to pooling water in a swimming pool. Fig. 5 shows target of greenhouse gas emission in Japan for the Paris Agreement. Fast Cut Back (FCB)-function continue operating even when the power grid is disconnected. After the power grid is restored, the power plants will swiftly raise its power load to the original rate. Thermal Power can stabilize power supply and nuclear power should supply large load of electricity

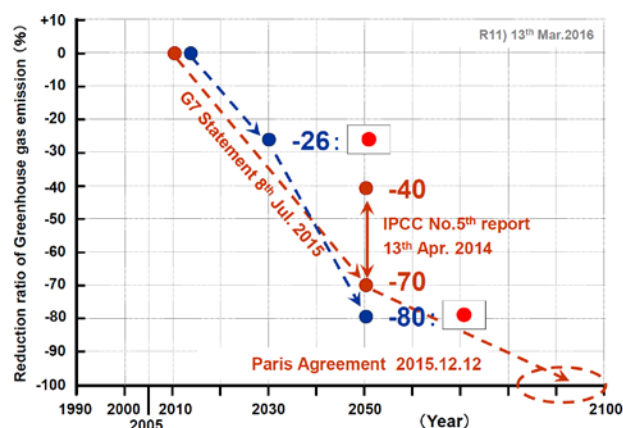


Fig. 5 Target of greenhouse gas emission in Japan

Reference

- (1) <http://www.nei.org/News-Media/Media-Room/News-Releases/Nuclear-Energy-Should-Be-Part-of-COP21-Agreement>
- (2) <http://www.france24.com/en/20151208-cop21-france-nuclear-energy-struggles>

国際活動委員会セッション「フランス原子力学会との合同セッション」

Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Tadashi Narabayashi¹, Mitsuru Uesaka², Valerie Faoudon³, Sunil Felix⁴, Takashi Kuroishi⁵¹Hokkaido Univ., ²AESJ, ³SFEN, ⁴French Embassy, ⁵MHPS

1. Introduction

COP21 Paris—Nuclear for Climate, a global initiative supported by more than 140 regional and national nuclear associations and technical societies, said in a new position paper that a significant expansion of nuclear energy is necessary for the world to achieve an 80 percent reduction in greenhouse gas emissions by 2050.

2. France/Japan Joint Session of AESJ 2016 Fall Meeting, Chair: Dr. Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

1) Opening and welcoming address: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

2) Joint collaboration address and Report of COP21 Paris

Valerie Faoudon (Director-general President of SFEN)

The position paper urges negotiators at the United Nations Framework Convention on Climate Change Conference of the Parties (COP21) to develop an achievable agreement for the reduction of greenhouse gases that ensures the right of countries to choose nuclear energy in order to reduce greenhouse gas emissions while meeting their energy and development objectives. This choice should not be prejudiced against in any way by the new UNFCCC protocols, specifically with regards to access to climate funding mechanisms such as Green Climate Funds. “We strongly believe the world must use all available low-carbon energy sources, including nuclear energy, if it is to mitigate the effects of climate change and reduce greenhouse gas emissions while meeting development goals and not impeding on economic growth.”⁽¹⁾

The Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faoudon, who spearheaded the Nuclear for Climate campaign, in what we believe was the first ever COP discussion panel on nuclear and climate. The discussion was held inside the Generation Climate public arena, and attended by more than 200 people. It was a lively and constructive session with contributions from the Sierra Club and other environmentalists in the audience.

Fig.1 Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faoudon⁽²⁾

3) Global warming in progress and Increase of CO₂ emission in Japan under delay of NPP restart process, Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

As shown in Fig 2, Considering the global warming, rapid increase of population and energy consumption, depletion and ballooning of fossil fuel consumption, “Nuclear Renaissance” should be continued by enhance the nuclear safety. Global warming is in progress and increase of CO₂ emission in Japan under delay of NPP restart process. In Germany, green paradox and renewable poverty are the new problem, as the solar and wind power are growing. It is appellant that the greenhouse gases are increasing very rapidly at present.

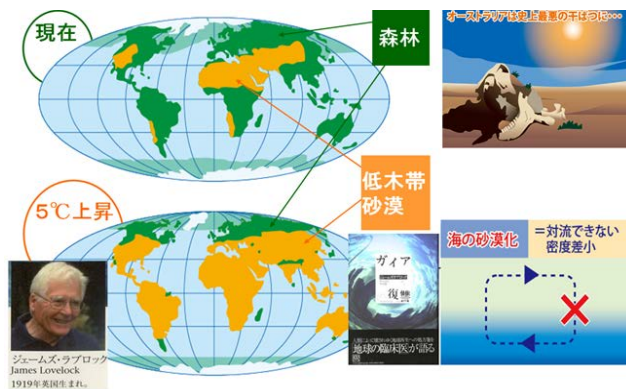


Fig. 2 “Gaea's Revenge” by James Lovelock.

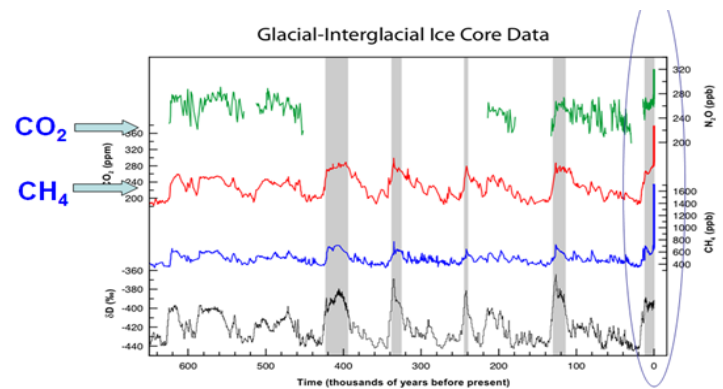


Fig.3 Ice core data show rapid increase of Greenhouse gases

4) Nuclear NPPs Situation and COP21 in France, Sunil Felix (The French Embassy)

France relies on nuclear power for around 75 percent of its electricity needs. So why is nobody talking about nuclear at the big environmental summit hosted by Paris? The huge French pavilion that was built for the COP 21 climate conference includes over a dozen spacious stands showcasing France's leadership in various fields of science, technology, education and ecology. But nowhere does the pavilion mention nuclear energy, completely dismissing this key French sector from the country's energy landscape. Conference participants curious about nuclear power will also find it difficult to find any information on the subject, from either groups who oppose atomic energy or those who defend it. The International Atomic Energy Agency (IAEA) has a booth in the Exhibits Area of the convention center, but denies it is here to advocate the use of nuclear power. Greenpeace, a strong critic of nuclear energy, prepared a briefing for its campaigners in view of the COP 21, but the group is not addressing the issue directly in Paris.

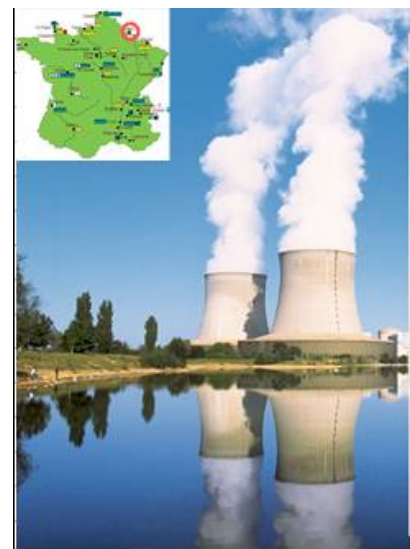


Fig. 4 Chooz NPP, EDF France

5) The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European Power Grid,

Takashi Kuroishi (MHPS)

The role thermal power is to be able to play that complies with the COP21 Paris agreement. What can thermal power plants contribute in order to supply stable Power? Power grid capability is an indicator for stable power supply. The structure of Power Grid is similar to pooling water in a swimming pool. Fig. 5 shows target of greenhouse gas emission in Japan for the Paris Agreement. Fast Cut Back (FCB)-function continue operating even when the power grid is disconnected. After the power grid is restored, the power plants will swiftly raise its power load to the original rate. Thermal Power can stabilize power supply and nuclear power should supply large load of electricity

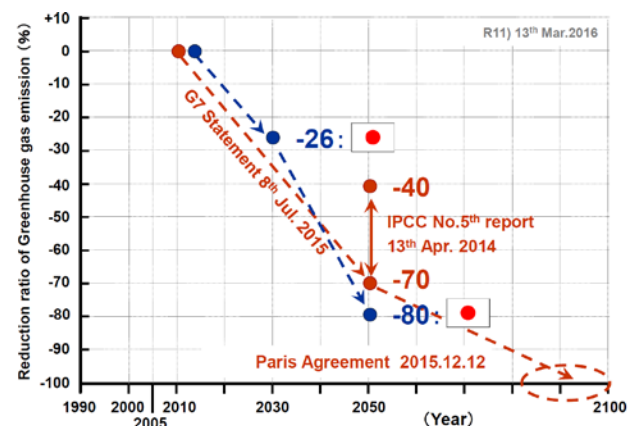


Fig. 5 Target of greenhouse gas emission in Japan

Reference

- (1) <http://www.nei.org/News-Media/Media-Room/News-Releases/Nuclear-Energy-Should-Be-Part-of-COP21-Agreement>
- (2) <http://www.france24.com/en/20151208-cop21-france-nuclear-energy-struggles>

国際活動委員会セッション「フランス原子力学会との合同セッション」

Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Tadashi Narabayashi¹, Mitsuru Uesaka², Valerie Faoudon³, Sunil Felix⁴, Takashi Kuroishi⁵¹Hokkaido Univ., ²AESJ, ³SFEN, ⁴French Embassy, ⁵MHPS

1. Introduction

COP21 Paris—Nuclear for Climate, a global initiative supported by more than 140 regional and national nuclear associations and technical societies, said in a new position paper that a significant expansion of nuclear energy is necessary for the world to achieve an 80 percent reduction in greenhouse gas emissions by 2050.

2. France/Japan Joint Session of AESJ 2016 Fall Meeting, Chair: Dr. Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

1) Opening and welcoming address: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

2) Joint collaboration address and Report of COP21 Paris

Valerie Faoudon (Director-general President of SFEN)

The position paper urges negotiators at the United Nations Framework Convention on Climate Change Conference of the Parties (COP21) to develop an achievable agreement for the reduction of greenhouse gases that ensures the right of countries to choose nuclear energy in order to reduce greenhouse gas emissions while meeting their energy and development objectives. This choice should not be prejudiced against in any way by the new UNFCCC protocols, specifically with regards to access to climate funding mechanisms such as Green Climate Funds. “We strongly believe the world must use all available low-carbon energy sources, including nuclear energy, if it is to mitigate the effects of climate change and reduce greenhouse gas emissions while meeting development goals and not impeding on economic growth.”⁽¹⁾

The Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faoudon, who spearheaded the Nuclear for Climate campaign, in what we believe was the first ever COP discussion panel on nuclear and climate. The discussion was held inside the Generation Climate public arena, and attended by more than 200 people. It was a lively and constructive session with contributions from the Sierra Club and other environmentalists in the audience.

Fig.1 Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faoudon⁽²⁾

3) Global warming in progress and Increase of CO₂ emission in Japan under delay of NPP restart process, Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

As shown in Fig 2, Considering the global warming, rapid increase of population and energy consumption, depletion and ballooning of fossil fuel consumption, “Nuclear Renaissance” should be continued by enhance the nuclear safety. Global warming is in progress and increase of CO₂ emission in Japan under delay of NPP restart process. In Germany, green paradox and renewable poverty are the new problem, as the solar and wind power are growing. It is appellant that the greenhouse gases are increasing very rapidly at present.

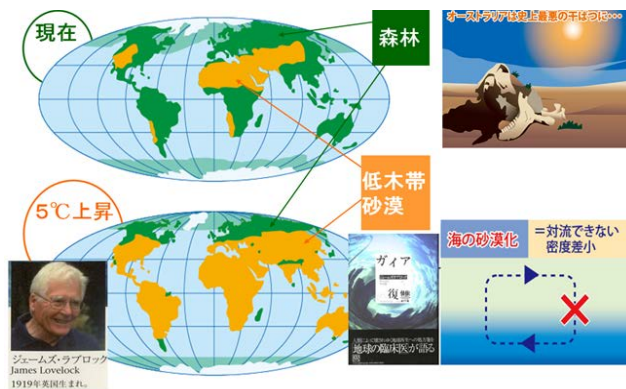


Fig. 2 “Gaea's Revenge” by James Lovelock.

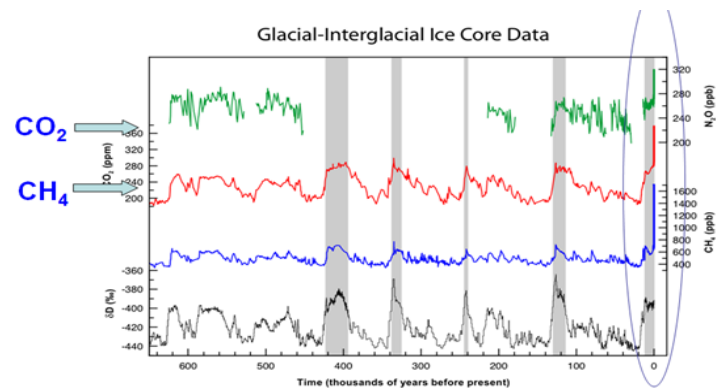


Fig.3 Ice core data show rapid increase of Greenhouse gases

4) Nuclear NPPs Situation and COP21 in France, Sunil Felix (The French Embassy)

France relies on nuclear power for around 75 percent of its electricity needs. So why is nobody talking about nuclear at the big environmental summit hosted by Paris? The huge French pavilion that was built for the COP 21 climate conference includes over a dozen spacious stands showcasing France's leadership in various fields of science, technology, education and ecology. But nowhere does the pavilion mention nuclear energy, completely dismissing this key French sector from the country's energy landscape. Conference participants curious about nuclear power will also find it difficult to find any information on the subject, from either groups who oppose atomic energy or those who defend it. The International Atomic Energy Agency (IAEA) has a booth in the Exhibits Area of the convention center, but denies it is here to advocate the use of nuclear power. Greenpeace, a strong critic of nuclear energy, prepared a briefing for its campaigners in view of the COP 21, but the group is not addressing the issue directly in Paris.

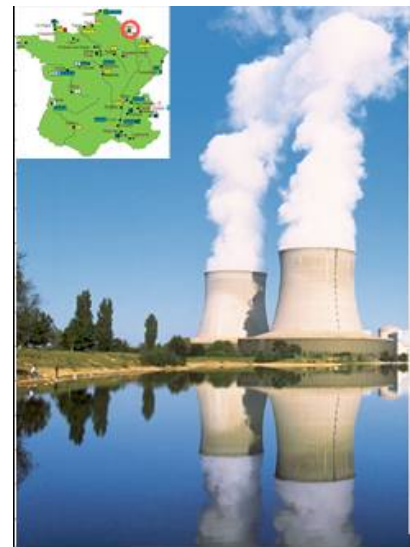


Fig. 4 Chooz NPP, EDF France

5) The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European Power Grid,

Takashi Kuroishi (MHPS)

The role thermal power is to be able to play that complies with the COP21 Paris agreement. What can thermal power plants contribute in order to supply stable Power? Power grid capability is an indicator for stable power supply. The structure of Power Grid is similar to pooling water in a swimming pool. Fig. 5 shows target of greenhouse gas emission in Japan for the Paris Agreement. Fast Cut Back (FCB)-function continue operating even when the power grid is disconnected. After the power grid is restored, the power plants will swiftly raise its power load to the original rate. Thermal Power can stabilize power supply and nuclear power should supply large load of electricity

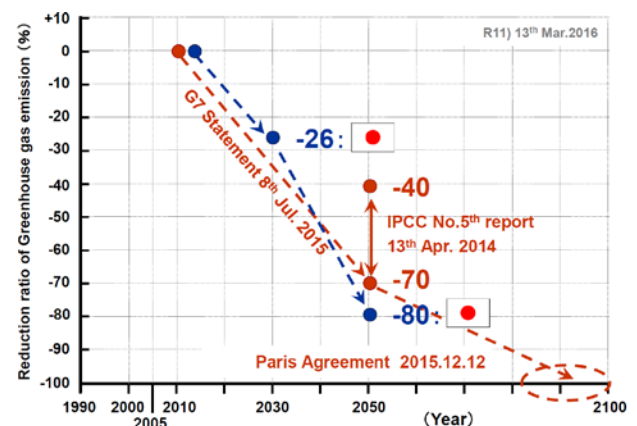


Fig. 5 Target of greenhouse gas emission in Japan

Reference

- (1) <http://www.nei.org/News-Media/Media-Room/News-Releases/Nuclear-Energy-Should-Be-Part-of-COP21-Agreement>
- (2) <http://www.france24.com/en/20151208-cop21-france-nuclear-energy-struggles>

[PL1D] Efforts toward Spent Fuel Removal from Spent Fuel Pools of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Takuji Takayama (TEPCO HD)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[PL1D01] Master Plan toward Spent Fuel Removal from the Spent Fuel Pools of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ippei Matsuoka¹ (1.TEPCO HD)

[PL1D02] Rubble removal work, Decontamination and Shield installation on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Takashi Inoue¹ (1.Kajima Corp.)

[PL1D03] Dose evaluation of working area on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Keisuke Shirai¹ (1.Toshiba Corp.)

[PL1D04] Gamma-ray Spectra and Dose Measurement Results on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Naoki Mukaida¹ (1.TEPCO HD)

[PL1D05] Design and Construction plan of Spent Fuel Removal Structure for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Ippei Matsuo¹ (1.Kajima Corp.)

[PL1D06] Design and Construction plan of Spent Fuel Removal System for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Fumihito Shinozaki¹ (1.Toshiba Corp.)

[PL1D07] Current situation of preparation for fuel removal from the Spent Fuel Pool of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Kanta Yamaguchi¹ (1.TEPCO HD)

[PL1D08] Development of Remote Guiding System, Rubble Suction Device, etc, for Dismantling Building Cover of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 1

*Itaru Kurosawa¹ (1.Shimizu Corp.)

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

(1) 各号機 プール燃料取り出しに向けた全体計画

(1) Master Plan toward Spent Fuel Removal from the Spent Fuel Pools
of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station小林靖¹，末永和也¹，*松岡 一平¹¹東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日に福島第一原子力発電所で事故が発生して以来、東京電力は廃炉に向けて政府及び協力企業と共に、原子炉や燃料プールの注水冷却、使用済燃料の取り出し、汚染水問題等に取り組んでいる。

廃炉の主な項目は、使用済燃料プールからの使用済燃料プール燃料（以下、プール燃料）取り出し、燃料デブリの取り出し及び原子炉施設の解体である（図 1）。本タイトルでは各号機のプール燃料取り出し計画について報告する。

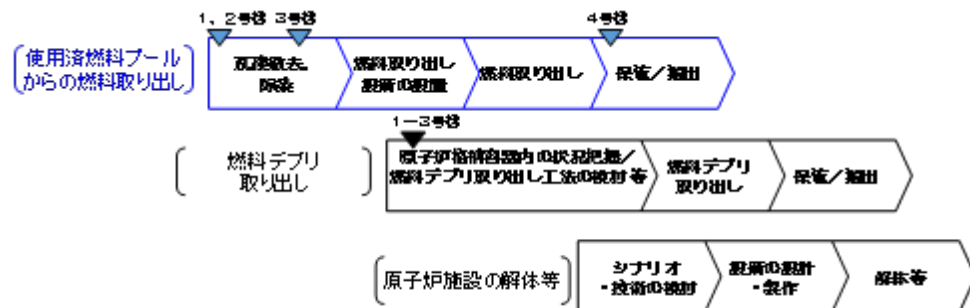


図 1 廃炉の作業ステップ

2. 各号機のプール燃料取り出しに向けた全体計画

2-1. 1号機

水素爆発により原子炉建屋上部が損傷した福島第一原子力発電所 1 号機からの放射性ダストの飛散を抑制するために 2011 年 10 月、建屋カバーを設置した。その後、原子炉の安定冷却の継続等により放射性ダストの放出量は大幅に低減したことから、2015 年 4 月より建屋カバーの解体に着手した(図 2)。建屋カバー解体後は、水素爆発により原子炉建屋最上階に堆積した瓦礫の撤去、プール燃料を取り出すための架構・設備（以下、燃料取り出し用カバー等）を設置する計画である（図 3）。

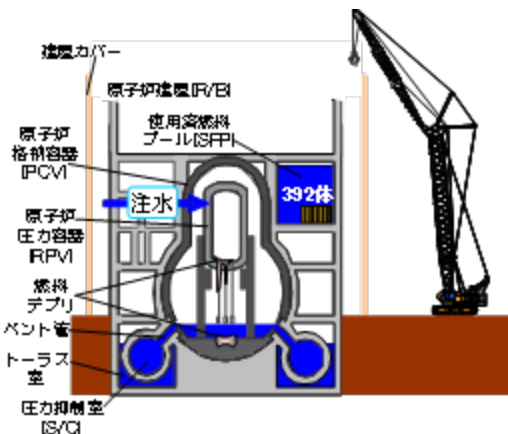


図 2 1号機現状イメージ

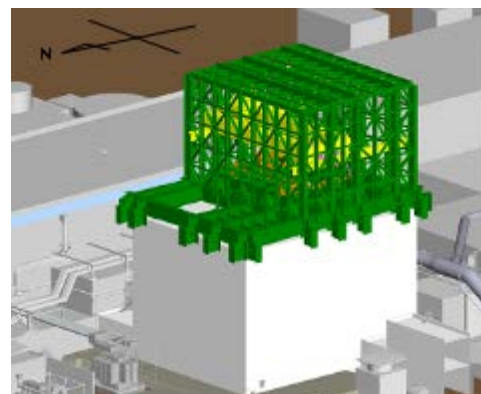


図 3 1号機燃料取り出し用カバー等イメージ

2-2. 2号機

水素爆発が発生しておらず原子炉建屋は健全であるものの炉心が損傷しているため、周辺の放射線量は高くなっている（図4）。プール燃料取り出しに向け、今後、健全な建屋上部を解体し、燃料取り出し用カバー等を設置する計画である（図5）。



図4 2号機現状イメージ

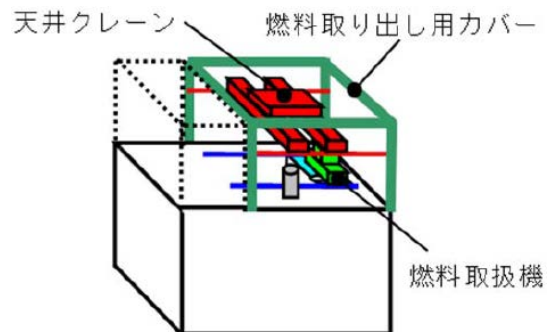


図5 2号機燃料取り出し用カバー等イメージ

2-3. 3号機

3号機は原子炉建屋で水素爆発が発生し、建屋が損傷した。損傷は他号機と比較し大きかった。2011年9月から水素爆発により原子炉建屋最上階（以下、オペフロ）に堆積した瓦礫の撤去を進め、2013年11月に完了（図6,7）、その後にオペフロの線量低減を目的に除染および遮へい体設置に着手した（図8）。除染は2016年6月に完了、現在は遮へい体設置を進めている。

オペフロ大型瓦礫撤去完了後、使用済燃料プール内にも大型瓦礫が堆積していることを確認し、線量低減と並行して使用済燃料プール内大型瓦礫撤去を実施、2015年12月に完了した。今後、燃料取り出し用カバー等の設置を進め、プール燃料取り出し開始を目指す（図9,10）。



図6 3号機オペフロ大型瓦礫撤去開始前の状況



図7 3号機オペフロ大型瓦礫撤去完了後の状況

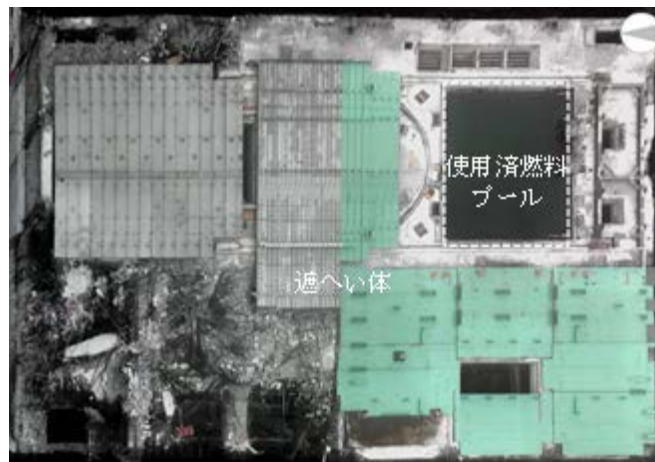


図8 3号機オペフロ線量低減期間中の状況

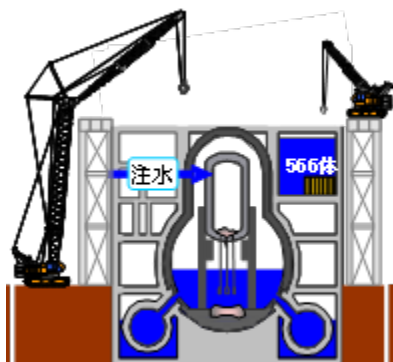


図9 3号機現状イメージ



図10 3号機燃料取り出し用カバー等イメージ

2-4. 4号機

原子炉建屋で水素爆発が発生したが、他号機と比較し放射線量が低い状態であったため、他号機に先行してプール燃料取り出しを2013年11月から開始し、順調に作業を進め、2014年12月には全ての燃料(1533本)の取り出しを完了した(図11,12)。多くの瓦礫が散乱していた使用済燃料プールから、瓦礫を撤去し、プール燃料を順調に取り出したことは、今後のプール燃料取り出しに向けて大きな実績となった。



図11 4号機現状イメージ



図12 4号機燃料取り出し用カバー等イメージ

Yasushi Kobayashi¹, Kazuya Suenaga¹, *Ippei Matsuoka¹

¹ Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

(2) 3号機 オペフロ大型ガレキ撤去、除染、遮へい体設置

(2) Rubble removal work, Decontamination and Shield installation

on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

岡田 伸哉¹， *井上 隆司¹， 林 弘忠²， 西岡 信博²， 松岡 一平³¹鹿島建設株式会社，²東芝，³東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

3号機でプール燃料の取り出し計画を進めるには、先ず水素爆発によりオペフロ床上に崩落したトラス鉄骨やコンクリート片などの汚染瓦礫、及び使用済み燃料プール内に落下した燃料交換機を解体撤去した上で、高度に汚染した床表面除染および床上への遮へい体設置などの準備工事が必要であった。

解体撤去に当たっては遠隔操作機器の開発を進める一方で、詳細な調査結果に基づいた瓦礫取出の計画と挙動シミュレーションを繰り返し、切断・つかみ位置の詳細な手順および監視方法を検討した。除染・遮蔽の計画は崩落瓦礫下のオペフロ状況を推測し、適切な除染方法の選定及び、遮蔽体の耐荷重の評価を行った上で、いずれも遠隔操作による除染計画、遮蔽体の設置計画を立案し機器開発を行った。

現在、燃料交換機を含むオペフロ上瓦礫撤去と除染作業を終え、遮蔽体の設置工事を実施中である。本稿では計画の概要と高線量下で実施したこれまでの取り組みを紹介する。

2. 瓦礫撤去

2-1. 崩落瓦礫撤去計画



図1 3号機外観(事故当時)

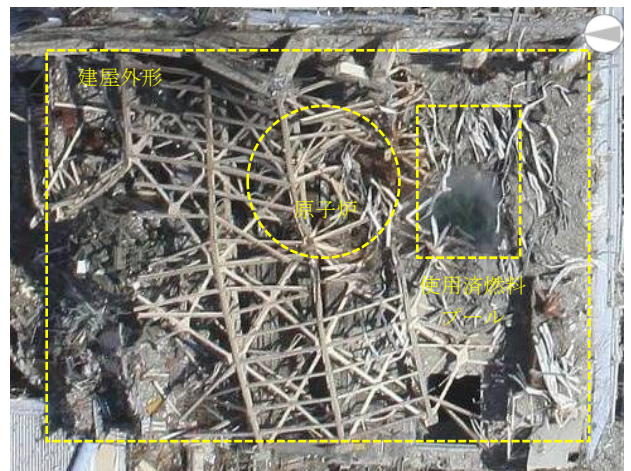


図2 オペフロ上部状況 (事故当時)

水素爆発で大きく損傷した3号機の建屋は、図1,2に示す通り、オペフロから上部の躯体はオペフロ上に落下し、東側の柱・梁だけが立ち並ぶ上にメイントラスが引っかかるという不安定な状態で残っていた。この時点で、オペフロ上に落下した200t超の天井クレーン、使用済燃料プールに水没している燃料交換機はその姿の一部を確認するのが精一杯という状態にあった。

状況調査は、クレーンで吊るしたカメラで崩落状況・各部位の接合状況を確認する事から始めた。撮影画像を3D点群データに変換し、設計図と照合しながら部材データに置き換え3Dモデルを作成し、更にはボルトの一本一本まで確認・評価して挙動解析用構造データを作成した。

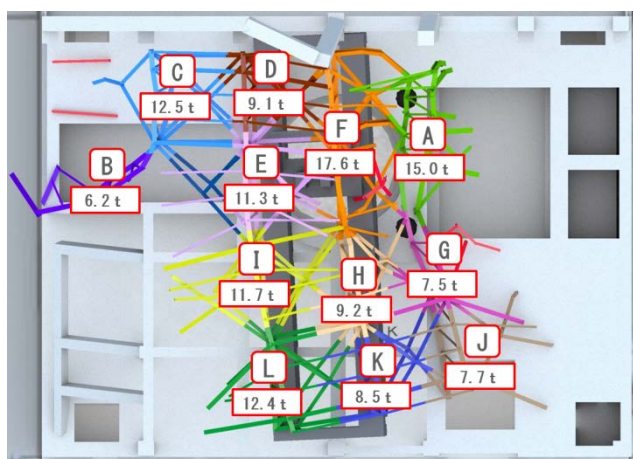


図3 屋根トラス解体ブロックモデル

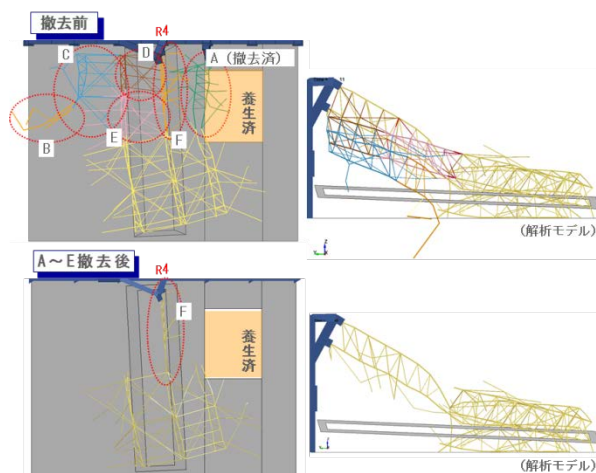


図4 屋根トラス解体シミュレーション

作成した3Dモデルを使用してクレーン・アタッチメント性能を条件に、撤去ブロックを設定(図3)し切断手順を検討した。切断時の挙動は作業毎にシミュレーション(図4)して、全体影響のもっとも小さいと考えられる手順を選択した。撤去の実施に当たってはシミュレーションとの差異がない事を確認するため、挙動監視ポイントとクライテリアを設定して、常時監視しながら一つ一つ丁寧に切断撤去を行った。また大型のトラス解体の前に、鋼製のプール養生を設置して万一の落下に備えた。

2-2. 遠隔撤去ツール

解体作業は建屋の西・南に600tクローラークレーンを配置し、図5に示す解体・撤去ツールを使用して実施した。東側の残存柱は、周囲に架設した構台に解体重機を載せて解体した。全ての重機は遠隔化仕様に改造を施し、作業は免震重要棟のリモート室から行った。

＞油圧フォーク（吊下げ）



最大把持能力：15 t
自重：3.7 t

＞油圧ペンチ（吊下げ）



最大把持能力：500kg
自重：4.0 t

＞油圧グラブバケット（吊下げ）



容量：3m³
自重：5.0 t

＞ZX330カッター機（吊下げ）



↑ショートアーム
←ロングアーム
自重：38 t (ロング)
25 t (ショート)

＞ZX480（解体用油圧重機）



ツーピースブーム仕様
自重：59 t

図5 遠隔撤去ツール



図6 トラス把持切断状況（リモート室画像）



図7 トラス撤去完了状況

2-3. 燃料交換機の撤去

燃料交換機は使用済燃料プール内に落下していることが上空から確認されたが、その変形状態および損傷状態、プール設備との干渉状態は不明であった。このため、建屋部材が複雑に絡み合っているプール内にカメラを挿入し、燃料交換機部材の変形・接続状態および部品位置を確認した。その後、確認した映像を基に、トラスと同様に設計図と照合して3Dモデルを作成した。

燃料交換機の撤去方針として、一度で全てを撤去する、あるいは数分割して撤去する、細断して撤去するといった方針が考えられた。そこで、落下時の燃料への影響や燃料交換機の変形・落下といった観点からリスク評価を行った。さらに、細断する場合の切断位置や遠隔撤去ツールのアクセス、吊上げ時の燃料交換機とプール設備の干渉等のシミュレーションを行い、リスクと実現性の観点から燃料交換機を数分割して撤去する方針とした。

しかし、燃料交換機部材の損傷状態が把握できなかったため、燃料交換機の梁モデルを作成し、実際の状態に合わせて梁モデルを変形させ、強度解析を行い、損傷状態を把握した。さらに、強度解析結果を基に、吊上げ位置を決定し、燃料交換機撤去手順を作成した。

また、燃料交換機は、変形かつ不安定な状態で落下していたため、2-2. 項に示す遠隔撤去ツールで確実に把持することが困難であった。そこで、燃料交換機専用の取扱ツールを製作した。（図8）

この様な綿密な事前準備の結果、2015年8月に燃料交換機の撤去を完了した。（図9,10）

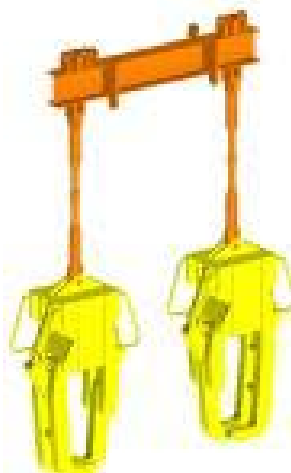


図8 燃料交換機撤去ツール

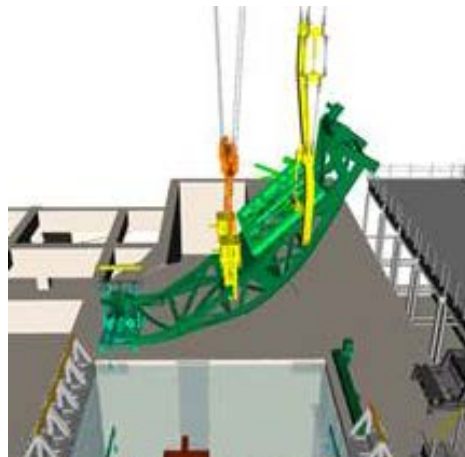


図9 燃料交換機吊上げシミュレーション



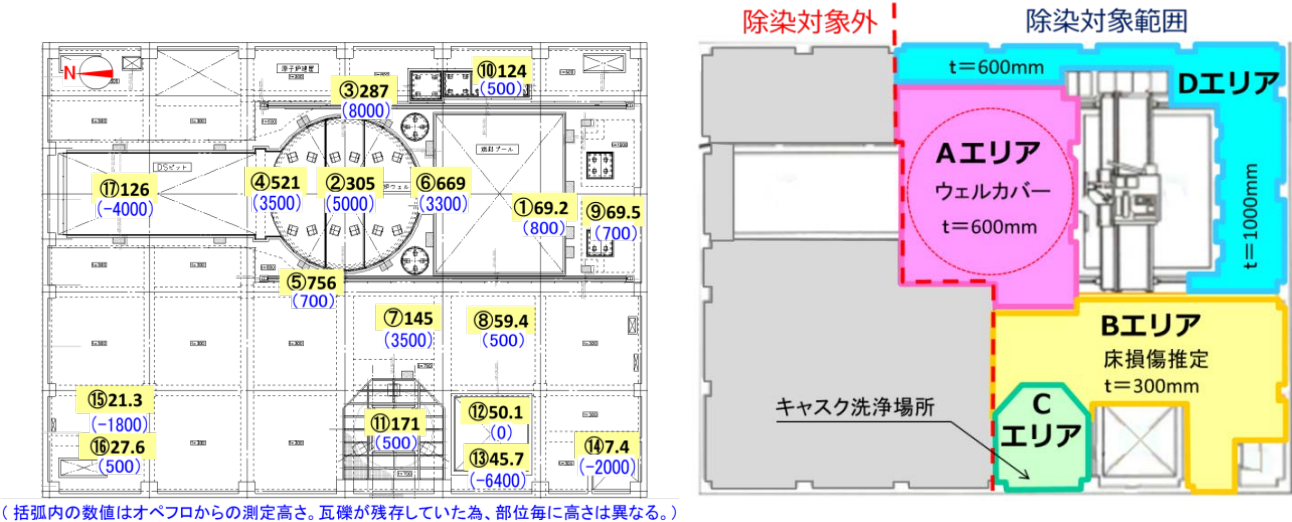
図10 燃料交換機吊上げ写真

3. 線量低減

3-1. 線量低減検討

クローラクレーンによる線量測定の結果、オペフロの空間線量は原子炉ウェル直上(756mSv/h)を中心に極めて高い値を示した（図 11）。将来の使用済燃料取出し・及び燃料取出し用架構の構築を考慮すると、近傍での有人作業が不可避であることから、除染・遮蔽の組合せによる線量低減策を講じる必要があった。

工程の制約上、オペフロ線量低減計画は瓦礫撤去の計画と並行して検討する必要があった。そのため、十分に映像確認ができない範囲については4号機での損傷状況等を元にスラブ厚さ 300mm 超は躯体として健全、300mm 以下は損傷していると推定して計画を進めた。



（括弧内の数値はオペフロからの測定高さ。瓦礫が残存していた為、部位毎に高さは異なる。）

図 11 オペフロ線量率(単位：mSv/h、2012 年 5 月 15 日測定)

図 12 除染対象エリアとエリア区分

3-2. 除染計画

除染は、大きくオペフロが損傷した北西部分と D/S ピットを除く範囲を対象とし、床損傷状況と表層の材質を条件として検討した（図 12）。600mm 以上のスラブ厚さがあり躯体が健全であると推定されるウェルカバー上部（A エリア）、及びプール東と南の範囲（D エリア）はスクャブラー、ステンレス仕上げのキャスク洗浄場所（C エリア）には化学（泡）除染、床損傷が推定される範囲（B エリア）にはウォータージェットを採用する方針とした。いずれの機器も解体ツール同様遠隔化施工前提で開発、作業を実施した。

想定状況				
汚染形態	浸透 (エポキシは損傷と想定)	浸透	表層	表層
材質	RC+エポキシ	RC+エポキシ	ステンレス	狭隙部・凹凸部
面積	440㎡	260㎡	70㎡	72㎡
除染方式	スクャブラー	ウォータージェット	化学(泡)除染	ウォータージェット + 専用パーツ
選定理由	・はつり能力が最も大きい ・処理速度が最も早い	・床面にひび割れや 多少の凹凸があってもはつる 事が可能	・構内の実廃棄物試験にて、 金属材料に対して特に有効性 が確認されたため	・狭隙部及び溝部の 構造に応じた専用パーツを準備 する事が望ましい
期待効果	・文献より表面から5mmで放射 能は1/100程度となる	・文献より表面から5mmで放射 能は1/101程度となる (亀裂部については不明)	・上記除染試験では1回の 除染で1/10以下に低減	・適切なツールを用意すれば、 狭隙部や溝部の瓦礫払 出しが可能な見通し
装置 イメージ図				
適応エリア	A・Dエリア	Bエリア	Cエリア	ウェルカバー隙間 レール・溝部

図 13 エリア別除染機器

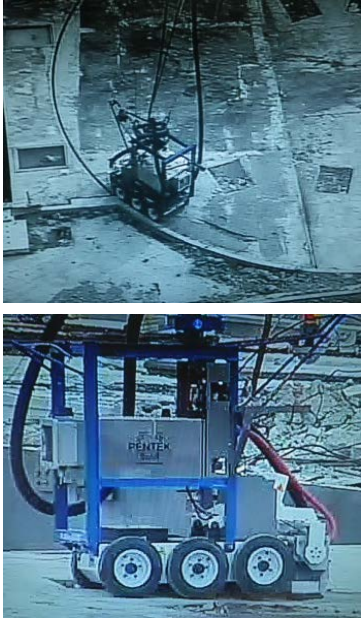


図 14 スクャブラ除染状況

3-3. 遮蔽計画

遮蔽計画は、有人作業が可能となる線量率まで下げる事を目的として、オペフロ除染後の線量状況と躯体の許容耐力を勘案して検討した。原子炉・プール周辺の壁・スラブ厚の厚い範囲（A,D,E 工区）は十分に遮蔽体荷重に耐えられるため、要求遮蔽性能を満たすよう鋼製 150mm～250mm、躯体許容荷重に制限のある範囲（B,C 工区）では鋼製 65mm の遮蔽体を使用した（図 15）。ベースの映像は 2016 年 7 月 19 日時点で全 82 体の遮蔽体の内、51 体の設置が完了している。

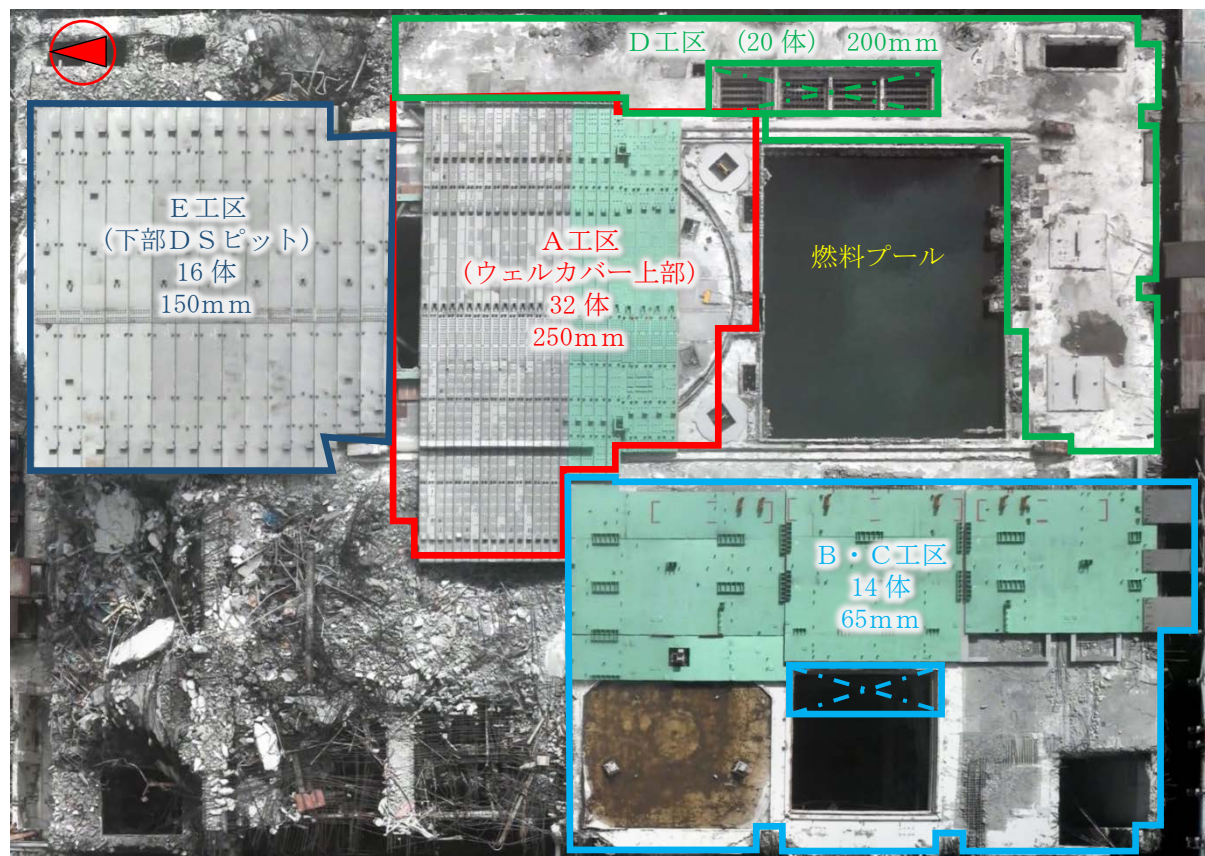


図 15 遮蔽体配置・設置状況

遮蔽体は全て遠隔化施工での設置が必要なため、遮蔽体の設置に先立って、設置位置に呼び込むガイドフレームを計画した。ガイドフレームは既存躯体の外壁、開口や突出部をガイドに設置した。なお、遮蔽体設置後には地震時の脱落防止のためのカバープレートで固定する事となる。また、その後の線量調査や線量シミュレーションの結果、当初計画に加え、崩落部、構台間隙間をカバーする遮蔽体も計画している。



図 16 遮蔽体設置状況(B 工区)



図 17 追加遮蔽計画

Shinya Okada¹, *Takashi Inoue¹, Hirotada Hayashi², Nobuhiro Nishioka², Ippai Matsuoka³

¹ Kajima Corp, ²Toshiba, ³TEPCO

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

(3) 3号機 有人作業エリアの線量率評価

(3) Dose evaluation of working area on the Reactor Building Refueling Floor

of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*白井 啓介¹, 松下 郁¹, 黒澤 正彦¹, 向田 直樹²¹東芝, ²東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

福島第一原子力発電所3号機の使用済燃料プールからの使用済燃料の取出しに向けて、原子炉建屋オペレーティングフロア（以下、オペフロ）上において有人作業が計画されている。そこで、オペフロ上へ遮蔽体を設置した後の主要な作業エリアである FHM ガーダ上における線量率の評価方法を紹介する。

2. 線量測定と放射能濃度設定

遮蔽後の線量率の評価フローを図-1 に示す。図-1 に示すとおり、線量評価を行うためにオペフロ上の汚染状況を把握する必要がある。そこで、オペフロ上の線量測定を行い、測定された線量率から放射能濃度を設定した。

2-1. 線量測定

図-2 に示すコリメータをクローラクレーンにより遠隔操作し測定を行うため、測定位置の再現性及び作業時間を考慮して、オペフロを約 4m×4m 幅で 130 分割し、それぞれのターゲットエリア中心でオペフロから高さ 50cm を測定点と設定した。コリメータの中心に GM 管式線量計がセットされており、ターゲットエリアからの線量を効率良く測定するため、側面の遮蔽体によりターゲットエリア外からの寄与を削減するように設計した。

2-2. 放射能濃度設定

放射能濃度はオペフロ上に平面状に仮定した。線量測定値から放射能濃度を評価するために、線量測定値と線源距離との関係を“MCNP5”コードで事前に評価し、ターゲットエリア内からの寄与とターゲットエリア外からの寄与を予めデータベース化することで、測定値に対してターゲットエリア外からの寄与を除外し、ターゲットエリアの放射能濃度を設定した。評価対象核種として 2016/3 時点での減衰を考慮して Cs-137 (Ba-137m) と Cs-134 の比率が 1 : 0.21 となるように設定した。図-3 に設定した Cs-137 の放射能濃度を示す。

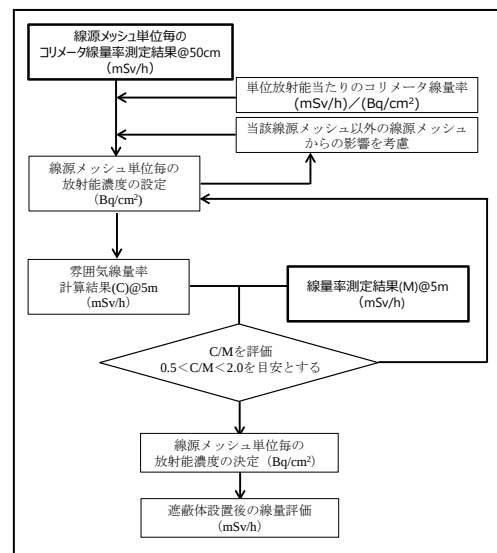


図-1 線量評価フロー

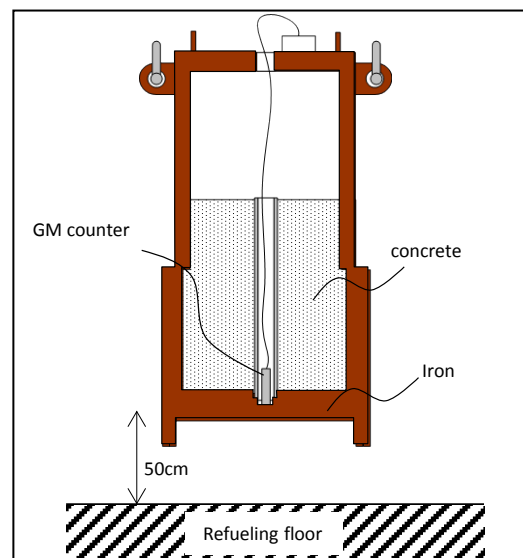


図-2 線量測定に用いたコリメータ

3. 線量評価

3-1. 評価モデル

有人作業エリアの線量率は“QAD”コードを使用して評価した。遮蔽体としては、オペフロ上に設置される大型遮蔽体に加え、オペフロ構台間遮蔽体、FHM ガードストッパ及びガード床チェッカープレート等の FHM ガーダを構成する構造材を詳細にモデル化した。評価点はオペフロから約 6m 高さに FHM ガーダ床が設置されることから、オペフロから高さ 7m とし、FHM ガーダ上で有人作業の想定される代表箇所を選定した。

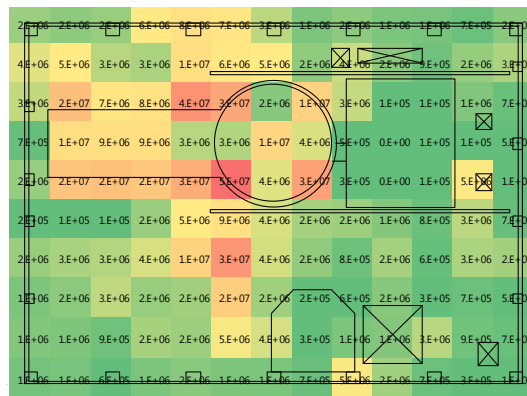


図-3 設定した Cs-137 の放射能濃度(Bq/cm²)

3-2. 線量評価結果

有人作業エリアの目標線量率である 1.0mSv/h を超える評価点に対して、寄与の大きい線源範囲からの影響を低減するために補完遮蔽体を追加した。結果として、FHM ガーダ上の代表作業箇所における線量率は、すべての評価点において有人作業エリアの目標線量である 1.0mSv/h を下回った。

4. 終わりに

使用済燃料プールからの燃料取り出し作業における代表作業箇所においては本評価結果から現在の計画通り遮蔽体を設置することで作業可能となる見込みがたった。遮蔽体または FHM ガーダ設置段階で本評価より高い線量の箇所も確認しており、作業内容ごとに仮設の遮蔽体による一時的な雰囲気線量の低減または一人あたりの作業時間を制限することで被ばく線量の低減を図っていく必要がある。

※本論文に掲載の商品・役務等の名称は、それぞれ各社・各機関が商標として使用している場合があります。

*Keisuke Shirai¹, Kaoru Matsushita¹, Masahiko Kurosawa¹ and Naoki Mukaida²

¹Toshiba, ²TEPCO

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

(4) 3号機 オペフロにおける γ 線スペクトル評価及び線量測定結果**(4) Gamma-ray Spectra and Dose Measurement Results on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3**

*向田 直樹¹, 林 宏二¹, 岡田 貫児¹, 金濱 秀昭¹, 鈴木 敏和²

¹東京電力ホールディングス株式会社, ²株式会社千代田テクノ

1. 目的

福島第一原子力発電所3号機の使用済燃料プールからの燃料取り出し作業の実施に向けて、原子炉建屋オペレーティングフロア（以下「オペフロ」という）は、100mSv/h 以上の高線量の放射線環境であるため、被ばく低減対策が不可欠である。オペフロにおける作業環境線量の低減は、除染や遮へいが考えられるが、有効な線量低減対策を講じるためには、方向性線量と γ 線エネルギー分布に基づいた測定により現状把握することが重要である。

(1) γ 線スペクトル測定

線源の種類や位置を把握した上で有効な線量低減対策を検討するために、以下の事項について γ 線スペクトル測定で検証する。

①核種の定性

オペフロの主要核種は、Cs-134, Cs-137 と想定しているが、Co-60 等の他核種からの線量寄与を明らかにして、遮へい時の線量評価条件の妥当性を確認。

②線源位置の推定

線量寄与の主成分がオペフロ表面か建屋内部であるかを、 γ 線スペクトル形状で推定し、更なるオペフロ表面除染の必要性を検証。

③遮へい効果の確認

オペフロに設置した遮へい体の有無による γ 線スペクトル形状の違いから、遮へい効果を確認。

(2) 6方位線量測定

オペフロ上の線量率を6方位同時に測定し、上下方向、水平方向からの線量寄与を把握することにより、有人作業エリアの仮設遮へい体（衝立遮へい等）の必要性を確認するとともに、オペフロ上の有人作業の線量評価（Hp10）データを取得する。

(3) 地上における線量率の変化

オペフロ上の線量が地上における線量にどの程度影響を与えているか確認するため、オペフロ上の遮へい設置前後の線量変化を地上に設置している線量率モニタで確認する。

2. 方法**(1) γ 線スペクトル測定**

γ 線スペクトル測定として、冷却不要で小型のCdZnTe半導体検出器を用いた。校正場のCs-137線源照射で300mSv/hまで γ 線スペクトルが崩れず、かつ感度が確保できる寸法の鉛コリメータを用意し、その中にCdZnTe半導体検出器、バッテリー、スティックPCを収納した。この鉛遮へい体を架台に固定し、クローラークレーンで吊り上げてオペフロから約50cm高さで、合計24箇所の γ スペクトル測定

を実施した。

(2) 6 方位線量測定

オペフロ上の方向性線量を把握するために、立方体のアクリル製容器の6面に個人線量計を固定し、上下方向、水平方向の線量を同時に測定し、最大値を示す方向をベクトルマップに示した。また、オペフロ上で有人作業を行う際の被ばく線量を確認できるように、遮へい体上から約120cm高さ（遮へい体設置前はオペフロ床面から約150cm高さとし、遮へい設置前後の高さを概ね合わせた）で、オペフロ上138箇所

(3) 地上における線量率の変化

構内に設置した線量率モニタのうち3号機周辺にある5箇所の線量率モニタにより、オペフロ上の遮へい設置前後のトレンドを確認した。

3. 結果及び考察

(1) γ 線スペクトル測定

①核種の定性

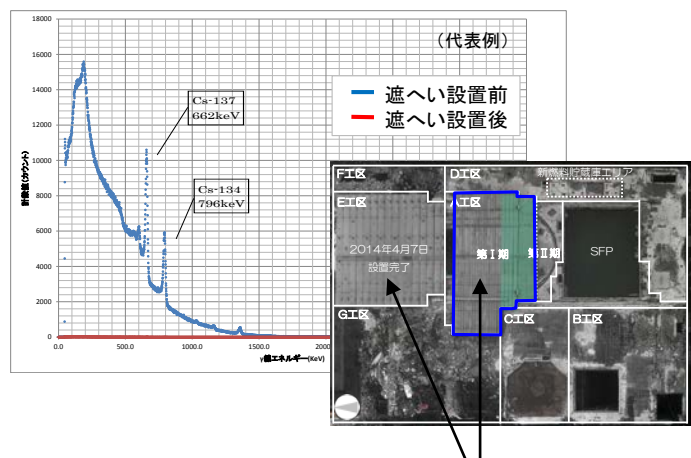
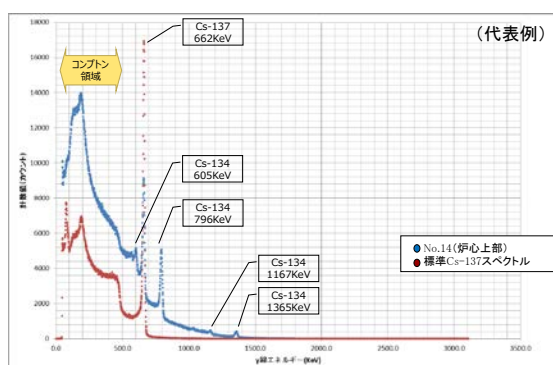
オペフロ上のいずれの測定箇所においても、Cs-134とCs-137以外の光電ピークは確認されなかった。したがって、遮へい設計において、Co-60等の寄与を考慮する必要はないことを確認した。

②線源位置の推定

オペフロ上の遮へい体を設置していない測定箇所でも、いずれもCs-137のピーク高さはコンプトン領域より低く、散乱線成分が多いことが分かった。校正場でCs-137線源を照射した場合は、Cs-137のピークの方がコンプトン領域よりも高く、直接線の寄与が大きい結果が得られたが、オペフロ上のスペクトルは、これとは異なっていた。この結果から、オペフロ表面に線源が残っているというよりも、散乱線の大きくなるような領域（表面ではない場所）に線源があると推定し、今後は除染よりも遮へいに移行する段階にあることを確認した。

③遮へい効果の確認

遮へい体設置により、寄与割合の大きい散乱線が大幅に低減しているため、散乱線を遮へいするのに十分な遮へい効果があることを確認した。



< γ 線スペクトル測定結果 >

左図： γ 線スペクトル測定結果（標準 Cs-137 スペクトルとの比較）

右図：遮へい設置前後の γ 線スペクトル測定結果

遮へい体設置箇所

（左が E 工区、右が A 工区）

(2) 6 方位線量測定

①測定結果（下方向からの線量寄与）

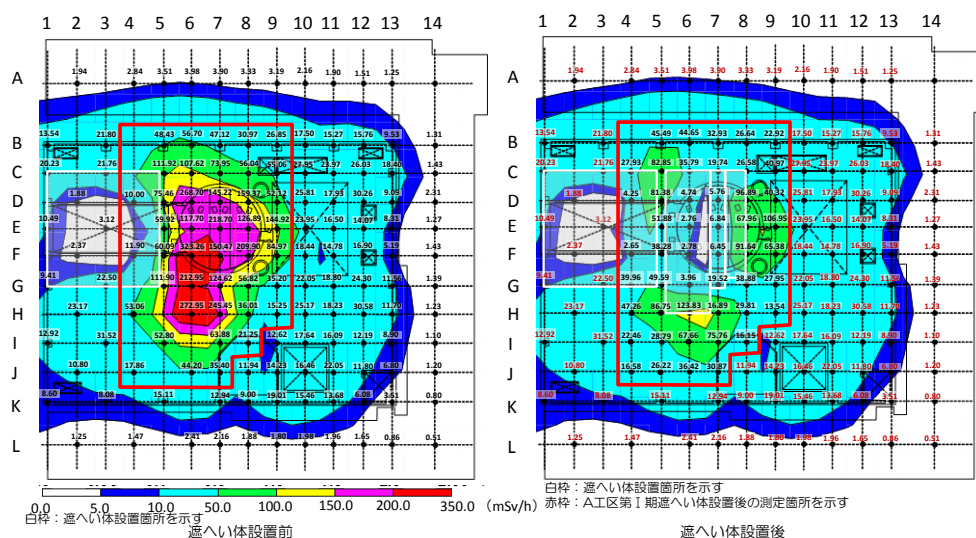
A 工区（右上図参照）に遮へい体を設置した箇所の測定点は 3~20mSv/h に低減し、遮へい前の線量率最大値の箇所は、遮へい後 323→3mSv/h に低減した。遮へい体を設置していない周囲の線量も概ね 100mSv/h 以下に低減した。

②測定結果（水平方向からの線量寄与）

A 工区に遮へい体を設置した箇所の測定点は 5~19mSv/h に低減し、遮へい前の線量率最大値の箇所は、遮へい後 222→5mSv/h に低減した。遮へい体を設置していない周囲の線量も概ね 100mSv/h 以下に低減した。

③測定結果（線量寄与が最も大きい方向）

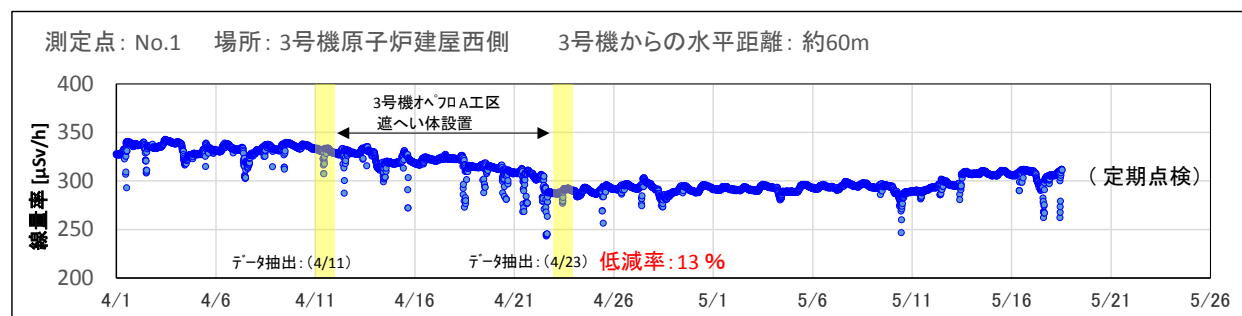
水平方向からの寄与は、主要線源である原子炉ウェルを中心とした向きになっていた。使用済燃料プール、構台等を除き、全体的に下方向の線量寄与が大きい。遮へい後は下方向からの線量が低減したため、遮へい体上の測定点では、水平方向（周囲）の寄与が大きくなった。



<遮へい前後の下方向からの線量分布>

(3) 地上における線量率の変化

3号機周辺の地上面に設置した線量率モニタの値は、A 工区に遮へい体を設置した前後で 10%程度低減した。遮へい設置により散乱線の寄与（スカイシャイン）が低減したことによるものと考えられる。



<線量率モニタの遮へい前後の推移>

*Naoki. Mukaida¹, Koji. Hayashi¹, Kanji. Okada¹, Toshikazu. Suzuki²¹TEPCO, ²Chiyoda Technol Corporation

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

(5) 3号機 カバーの設計および施工計画

(5) Design and Construction Plan of Spent Fuel Removal Structure for Unit 3

*松尾 一平¹, 小川 喜平¹, 岡田 伸哉¹, 加藤 和弘¹, 松岡 一平²¹鹿島建設株式会社, ²東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

使用済燃料プールから燃料を安全に取り出すために、損傷した建屋上部に燃料取り出し用施設(カバー)を構築する。カバーは、燃料取扱設備の走行性、耐震耐風安全性を確保すると共に作業時の汚染ダスト飛散抑制に配慮した設計がなされている。また、除染遮へい後も少なからず高線量下での構築作業となるため、作業員の被ばく低減に向けた様々な工夫を組み込んでいる。これらの技術的概要について紹介する。

2. カバーの設計

2-1. カバー設置の目的

使用済燃料プールからの燃料取り出しは、燃料取り出し用カバーの設置による作業環境の整備、燃料等を取り扱う燃料取扱設備の設置を行い、燃料を使用済燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックから取り出し、キャスクに詰めて原子炉建屋から搬出することを目的としている。

使用済燃料プールからの燃料取り出し設備は、燃料取扱設備、門型クレーン、構内用輸送容器、燃料取り出し用カバーで構成される。図1に燃料取り出し用カバーの外観イメージを示す。燃料取扱設備と門型クレーンは、燃料取り出し用カバーにより支持されている。



図1 3号機燃料取り出し用カバー外観イメージ

2-2. 要求される機能と設計方針

燃料取り出し用カバーは、燃料取扱設備の支持、作業環境の整備及び放射性物質の飛散・拡散防止ができる機能が要求される。具体的な設計方針は以下のとおりである。

a. 燃料取り出し作業環境の整備

燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう、風雨を遮る設計とする。

b. 放射性物質の飛散・拡散防止

隙間を低減するとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することにより、カバー内の放射性物質の大気への放出を抑制できる設計とする。

c. 燃料取扱設備・門型クレーンの支持

燃料取出し用カバーは、使用済燃料プールを覆う構造とし、運転走行する燃料取扱設備および門型クレーンを支持できる設計とする。

d. 耐震性・耐風性

カバー架構の構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し、耐震性は基準地震動 S_s に対する地震応答解析を実施し、架構の損傷が原子炉建屋、使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで、波及的影響の確認は、架構が崩壊機構に至らないことを基準地震動 S_s により確認する。また、建築基準法施行令第 87 条に基づく基準風速 30m/s に相当する強風にも耐える設計とする。

2-3. 燃料取り出し用カバーの構造概要

燃料取り出し用カバーは燃料取扱設備を支持する架構で、南北方向に 18.50m、東西方向に 56.925m、地盤面からの高さが 53.50m のドーム状屋根を設けた門型の架構である。構造形式はトラス構造で、構造種別は鉄骨造である。

燃料取り出し用カバーは、原子炉建屋の 1 階、3 階及び 5 階に支持される構造である。なお、5 階の原子炉建屋躯体支持点においては、水平振れ止め装置（ストッパ）及び鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）を用いている。

- 【構造の特徴】
- 損傷している原子炉建屋に長期荷重をかけない大スパン門型架構
 - 地震時の水平力は伝達キー（ストッパ）を介し建屋健全部で一部支持
 - 大スパン架構の鉛直変形を制震装置（オイルダンパ）で抑制

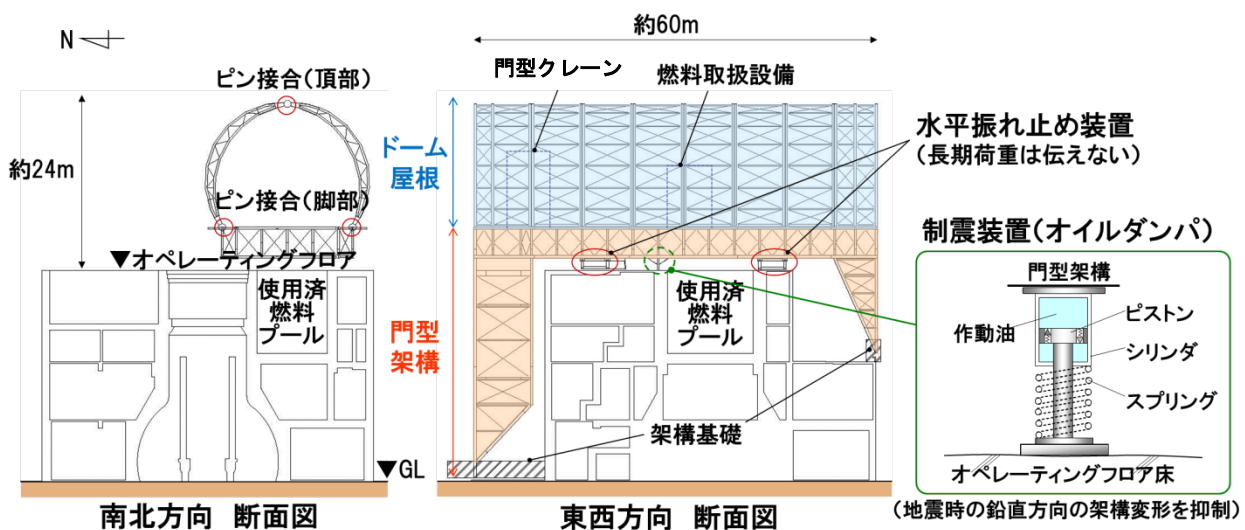


図2 燃料取り出し用カバーの構造概要（単位：mm）

3. 施工計画

3-1. 計画概要

高線量である現地における作業員の被ばく低減を最優先とした施工計画を立案した。

工場製作した鉄骨パーツをサイト外で可能な限り数十トンの大型ユニットに組み立てる。大型ユニットを現地へ海上輸送し、遠隔操作が可能な 600ton 級の大型クレーン 2 機により最終組み立てする計画としている。以下に各部の組立計画を示す。

a. 門型架構脚部の鉄骨組立て

先ず解体用の構台を兼用した門型架構の東・西脚部大型ユニットを組み建てる。遠隔操作の大型クレーンで組み立て易いよう自立可能な立方体ユニット形状で計画している。また、柱脚基礎は作業員の被ばく低減を考慮しコンクリート製カウンターウェイト方式となっている。

b. 水平揺れ止装置の組立て

図3に示すように既設オペレーティングフロアの床躯体開口に差し込む形で、鋼製の水平揺れ止装置2台を設置する。床躯体との隙間には無収縮のモルタルグラウト材を充填し既設床と一体化させる。

c. 門型架構のガーダ鉄骨組立て

東西方向に配されたガーダは全長 57m、幅 19mのあたかも大型の橋梁であり、両サイドに高さ 4.4m×幅 2.0mの橋桁（メイントラス）を配し、その間をサブトラスが繋ぐ構造となっている。総重量は約 680t である。

ガーダ鉄骨は 600ton 級の大型クレーンの能力範囲内で大きく分割し（最大 75t）、2列のメイントラスを5ユニット、サブトラスを5ユニットに分けて組み立てる。（図4参照）

燃料取扱設備・門型クレーンが走行するため、組み立て精度が要求される部位である。予め組み立て時のたわみ変形量を解析により求め、所定の水平レベル精度が確保されるようキャン

バーを付けた製作を行う。大型ユニット相互の接合は現地作業となるが、作業員の被ばく低減を考慮し超高強度ボルトを採用することでボルト本数を極力低減した計画としている。

d. ドーム屋根鉄骨組立てと燃料取扱設備・門型クレーンの設置

燃料取出し時の風雨を遮り放射性物質の飛散を抑制するため、軽量化をはかったドーム屋根を設置する。総重量は約 490t である。図5に示すように長手方向に8分割し、更に中央で半割した三日月ユニット（約 30～50t）を組み立て、ドーム屋根を形成する。先ず大型クレーンが届き易い門型架構の西側で三日月ユニットをドーム状に組み立て、次に門型架構に敷設されたレール上を東方向に自走させるスライド工法を採用する予定である。途中で燃料取扱設備・門型クレーンを設置した後、ドーム屋根を組み上げる。

三日月ユニットの頂部接合および脚部の門型架構との接合は、誤差吸収性に優れたピン差し込み接合としている。また、作業員の被ばく低減を考慮し、8分割したユニット相互はボルト接合せず、予め三日月ユニットに取り付けたゴム製カバーで隙間を塞ぐ。

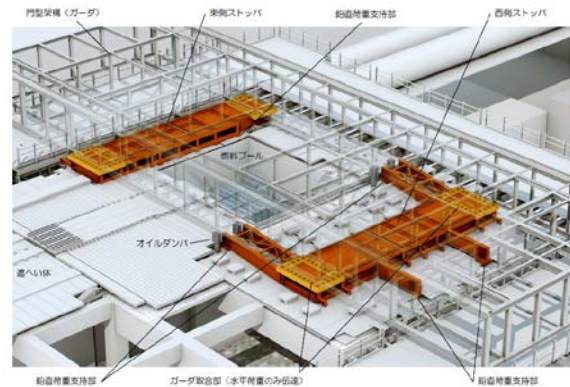
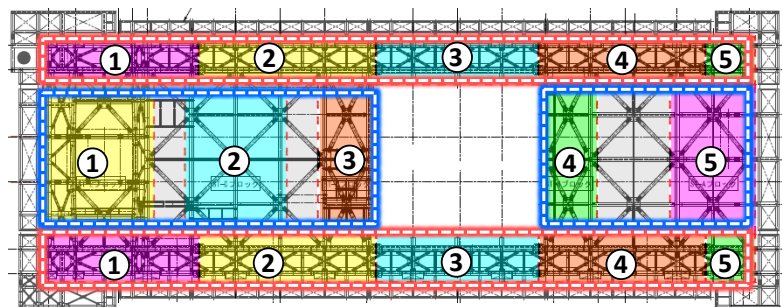


図3 水平揺れ止装置



PN
4

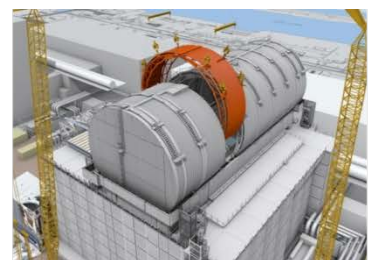
図4 門型架構ガーダ鉄骨のユニット分割



三日月型モジュールを移動式架台に支持させて組立



移動式架台でガーダ上をスライドさせドームユニットを所定の位置に据付



揚重可能範囲内のユニットはクレーンの相吊りにより直接据付

図5 ドーム屋根鉄骨の組み立て概要

3-2. 施工性確認試験

現地施工に先立ち、各種施工性確認試験を実施した。図 6 に組み立てが完了した各種大型ユニット鉄骨のサイト外仮置き状況を示す。また、図 7 と図 8 に門型架構の組立試験、図 9～図 11 にドーム屋根の組立試験、図 12 にスライド試験の状況を示す。これらの試験を通じ、作業員の習熟化をはかると共に、高線量下における現地作業の円滑化と被ばく低減に向けた一層の改善を行っている。



図 6 各種大型ユニット鉄骨のサイト外仮置き状況

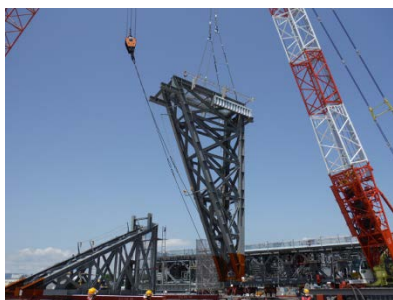


図 7 門型架構脚部組立試験



図 8 門型架構ガーダー鉄骨組立試験

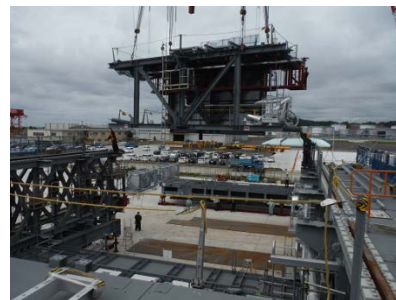


図 9 三日月ユニット組立試験



図 10 ドーム屋根合吊り試験



図 11 ドーム屋根側面組立試験



図 12 ドーム屋根スライド試験

*Ippei Matsuo¹, Kihei Ogawa¹, Shinya Okada¹, Kazuhiro Kato¹, Ippei Matsuoka²

¹ Kajima Corp, ² Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

(6) 3号機 燃料取扱設備等の設計および施工計画

(6) Design and Construction plan of Spent Fuel Removal System for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

諏訪 蘭 司¹, 東倉 一郎¹, 伊藤 悠貴¹, *篠崎 史人¹, 山口 貫太²

¹株式会社 東芝, ²東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

福島第一原子力発電所第3号機（以下、3号機）オペレーションフロアは雰囲気気線量が高く、被ばく低減の観点から有人作業による使用済燃料プールからの燃料取り出し作業が困難であるため、遠隔操作にて燃料を安全確実に取り出す設備が必要である。また燃料を取り出すためには、使用済燃料プール内の特に燃料上部に堆積した瓦礫（以下、小型瓦礫）の撤去を行うことが必要である。

株式会社東芝は東京電力ホールディングス株式会社と共に、小型瓦礫撤去と燃料取り出し、及び燃料を収納した構内用輸送容器を原子炉建屋地上階に移送するまでの一連の作業を遠隔にて実施可能な燃料取扱設備を開発した。ここでは燃料取扱設備の概要と各機器を用いた施工計画、及び燃料取扱設備の操作訓練実施状況を紹介する。

2. 燃料取扱設備の設備概要

燃料取扱設備は、3号機使用済燃料プール上部に懸架されたFHMガーダ上に設置され、さらに全体を燃料取り出し用カバーで覆われる。燃料取扱設備の設置イメージを図1に示す。

燃料取扱設備は、小型瓦礫撤去、燃料取り出し及び構内用輸送容器への収納を行うための燃料取扱機、構内用輸送容器の一次蓋ボルトの締付と、原子炉建屋の地上階まで移送するクレーン、各機器を駆動するための制御盤コンテナ内の制御盤及び水圧ユニット、及び一連の作業を遠隔監視するためのＩＴＶシステム等で構成される。各機器の操作は別建屋内（事務本館）に設置される遠隔操作室から操作する。燃料取扱設備の主構成機器の概要を次項以降に示す。

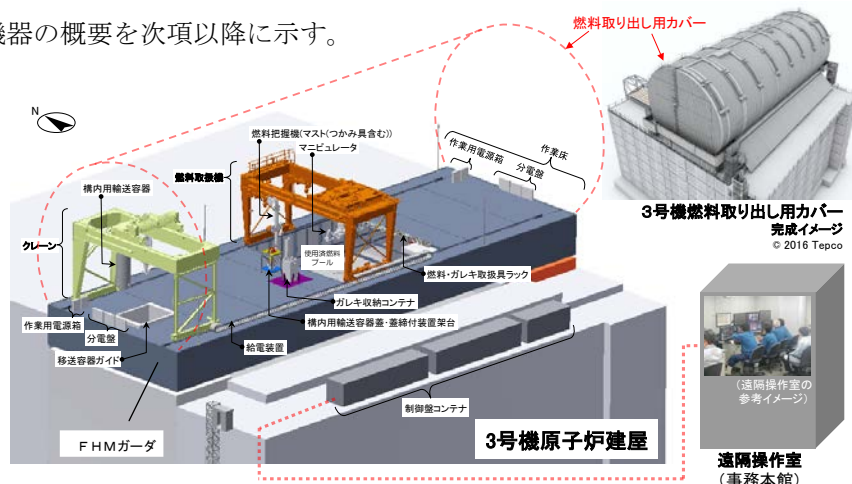


図1 燃料取扱設備の設置イメージ

2-1. 燃料取扱機

燃料取扱機は、ブリッジ、燃料把持機、テンシルトラス、マニピュレータ及び補助ホイス（東西各1基）で主に構成され、FHMガードに設けられたレール上に設置し、遠隔操作室内に設置する操作卓にて遠

隔操作する。テンシルトラスは図2に示すように、ブリッジ上のテンシルトラス・トロリに設置され、ブリッジ上を横行し、燃料把持機、補助ホイストはブリッジ側面を横行する。

使用済燃料プール内の燃料は、燃料把持機先端の燃料つかみ具にて取り扱い、また小型瓦礫撤去は主にテンシルトラスに設置されたマニピュレータと吸引装置にて行う。マニピュレータは両腕タイプでテンシルトラスに取り付けられており、小型瓦礫の把持、切断、燃料取り出し時の作業補助等を行う。マニピュレータの左腕先端には標準つかみ具が取り付けられ、右腕先端には瓦礫の切断、把持などの作業に応じた各種の瓦礫取扱具に取替えができる構造となっている。吸引装置は、水中ポンプと吸引した小型瓦礫を集積するフィルタ付きの容器（遠隔操作にて取替可能）からなり、マニピュレータでの取扱いでは時間を要する細かな瓦礫を回収する。

燃料取扱機には、3台の気中用の耐放射線性カメラと水中でも使用可能な7台の耐放射線性カメラが取り付けられている。燃料取扱機の操作は、遠隔操作室に設置される操作卓を用いてカメラ画像等を確認しながら遠隔操作にて行う。ブリッジ、トロリ、燃料把持機、補助ホイスト等にはインターロック機能を設け、燃料の落下防止、クレーンとの衝突防止、使用済燃料プールから燃料が過度に吊り上げられるのを防止する等の安全対策を設けている。

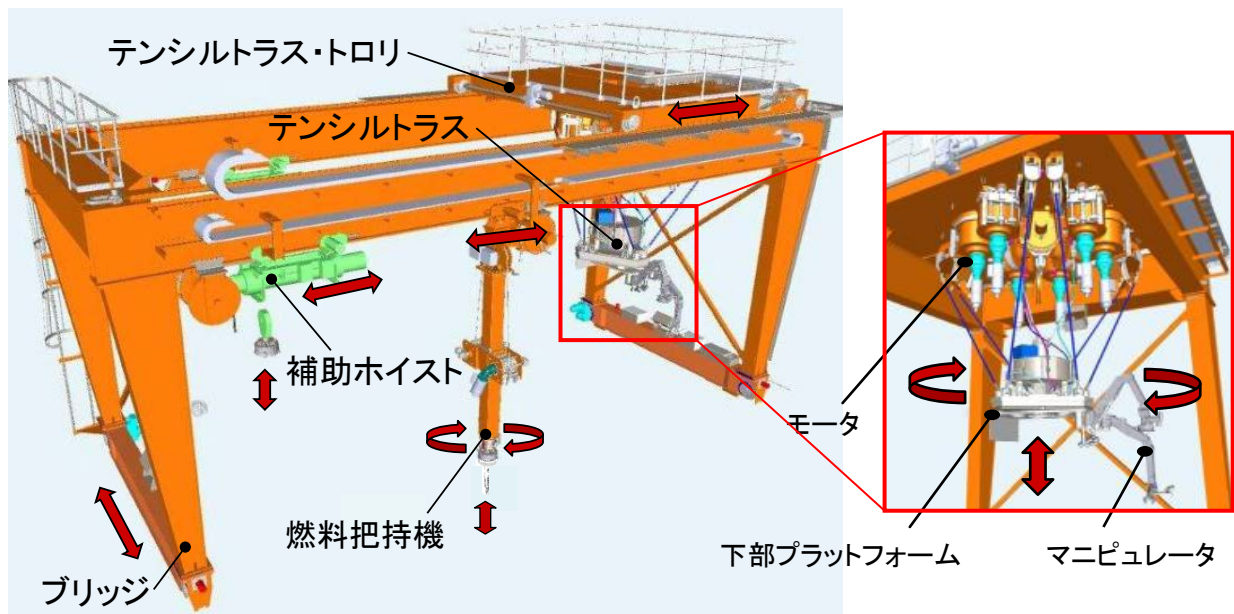


図2 燃料取扱機概略図

2-2. クレーン

クレーンは、ブリッジ、トロリ、主巻及び補巻で主に構成され、遠隔操作室内に設置される操作卓にて操作し、FHMガーダに設けられた走行レール上を走行する。図3に示すように、トロリには主巻と補巻を備え、ブリッジ上のトロリレールを横行する。

構内用輸送容器と瓦礫収納コンテナの地上階までの吊下げ及びFHMガーダ上への吊り上げは、主巻にて行う。補巻の先端は各種ツールが付け替え可能な構造となっており、遠隔操作による構内用輸送容器の一次蓋の取り付け・取り外し等が可能な蓋締付装置等を接続可能である。クレーンには、3台の気中用の耐放射線性カメラと水中でも使用可能な2台の耐放射線性カメラが取り付けられている。

クレーンの操作は、燃料取扱機の操作と同様に遠隔操作室に設置される操作卓を用いてカメラ画像等を確認しながら遠隔操作にて行う。ブリッジ、トロリ等にはインターロック機能を設け、構内用輸送容器の安全輸送経路の設定、クレーンの衝突防止等の安全対策を設けている。

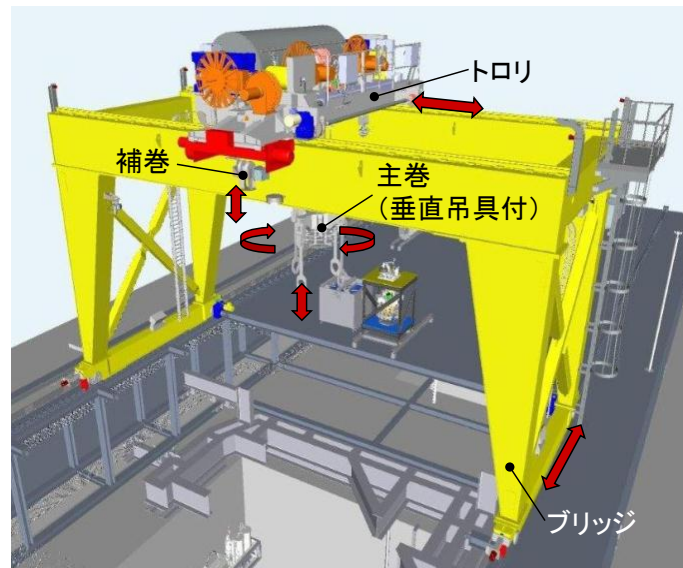


図3 クレーン概略図

3. 施工計画

燃料取り出し作業は、①小型瓦礫撤去、②使用済燃料プール内の燃料を構内用輸送容器へ充填、③構内用輸送容器の地上階とFHMガーダ上への搬出入の3つに大きく分類される。作業フローを図4に示す。

小型瓦礫撤去は、主に燃料取扱機のマニピュレータと吸引装置等を用いて実施され、撤去した瓦礫は瓦礫収納バスケット及び瓦礫収納コンテナに集められ、クレーン主巻にて地上階に搬出される。使用済燃料プール内の566体の燃料取り出し及び構内用輸送容器への燃料充填は、燃料把持機先端の燃料つかみ具を用いて実施する。構内用輸送容器には7体の燃料を充填でき、構内用輸送容器の搬出入は、クレーン主巻で実施する。また使用済燃料プール内に設置した構内用輸送容器の一次蓋ボルトの緩めと取り外し、及び燃料充填後の一次蓋の取り付けと一次蓋ボルトの締め付けは、クレーン補巻先端に接続した蓋締付装置で実施する。各作業では、機器の細かな位置合わせ等の作業補助のためマニピュレータを使用する。またマニピュレータ、テンシルトラス、補助ホイスト、マスト等に設置されたカメラを用いて各作業時の視野を確保しながら施工する計画となっている。

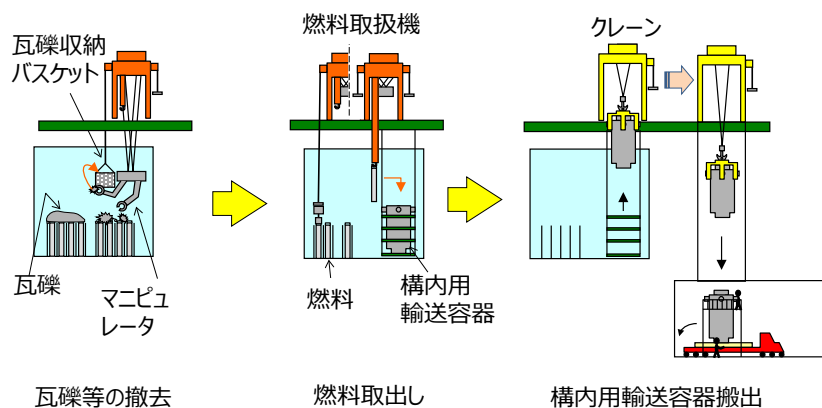


図4 作業フロー

4. 操作訓練状況

燃料取り出し作業は、現場に作業員を配置することなく遠隔操作室からカメラ映像を確認しながらの遠隔操作となるため、操作技術の習熟が必要である。このため、実機環境を模擬した訓練設備を準備して燃料取

扱設備を用いた操作訓練を実施した。操作訓練は、①小型瓦礫撤去、②模擬燃料の取り出し及び構内用輸送容器への充填、③模擬構内用輸送容器の取扱い等について実施した。またこの操作訓練によって得られた知見（作業員の改善要望等）に基づき設備の細かな修正を図るだけでなく、実機での作業要領に反映し、現場作業の更なる安全性の向上を図っている。水中での瓦礫把持・切断訓練の状況を図5、図6に示す。

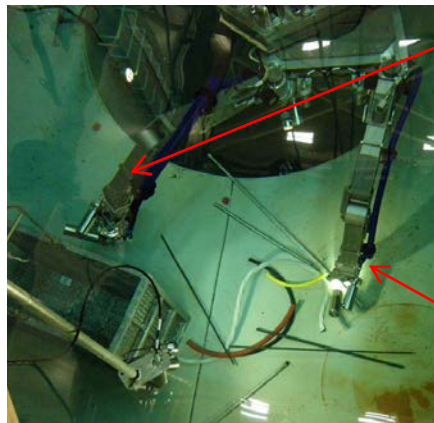


図5 瓦礫を左腕で把持している状態

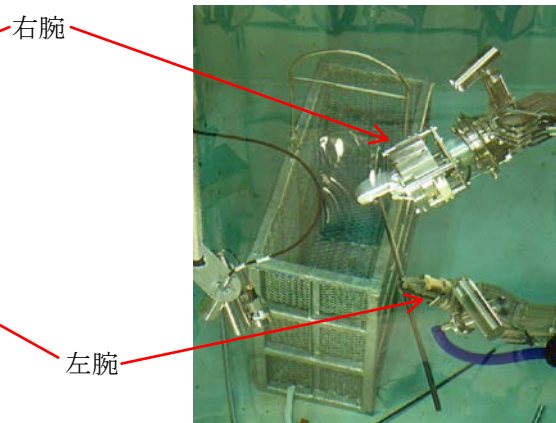


図6 左腕で把持した瓦礫を
右腕で切断する状態

5. まとめ

3号機は現場の雰囲気線量が高いため、遠隔操作にて小型瓦礫の撤去と燃料取り出しを安全確実に実施できる設備が必要である。そこで、小型瓦礫撤去と燃料の取り出しから構内用輸送容器による燃料の原子炉建屋地上階への搬出までの一連の作業を、遠隔にて実施可能な燃料取扱設備を開発した。また開発した燃料取扱設備の操作技術の習得を目的とした操作訓練を実施することで、設備改善要望等の知見（作業員の改善要望等）を得られた。今後、得られた知見を実機及び各作業要領に反映することで、現場作業における更なる安全性の向上を図り実機に適用する。

Tsukasa Suwazono¹, Ichiro Tohkura¹, Yuki Itoh¹, *Fumihito Shinozaki¹, Kanta Yamaguchi²

¹TOSHIBA CORPORATION, ²Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

(7) 3号機 燃料取り出しに向けた準備状況

(7) Current situation of preparation for fuel removal

from the Spent Fuel Pool of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*山口 貫太¹, 工藤 深也¹, 加賀見 雄一¹, 二木 貴敏¹, 徳森 律朗¹

¹ 東京電力ホールディングス株式会社

概要: 3号機使用済燃料プール（SFP: Spent Fuel Pool）があるオペレーティングフロアは常時作業を有人で行うには高線量下であり、使用済燃料プール内の燃料ラックにはガレキが堆積している状態である。燃料取扱設備を設置した後、遠隔操作にてガレキ撤去、燃料取り出し、構内用輸送容器への燃料移動の作業を行うことになる。これらは、これまで経験したことのない遠隔操作で実施することから模擬燃料プール、燃料取扱設備を設置し、遠隔操作方法を習得するために訓練を実施した。

設備概要: 3号機の燃料取り出し設備は図1のようにオペレーティングフロア上に作業床を設置し、その上に燃料取扱機(FHM: Fuel Handling Machine)、クレーンを設置し、遠隔操作室から操作を行う。プール内はガレキが堆積しているため、ガレキの吸引装置、マニピュレータ、マストや補巻のアタッチメントのツールを設置し、あらゆるガレキの撤去、燃料取り出しができる構成としている。構内用輸送容器は原子炉建屋の機器ハッチを通さず、原子炉建屋周囲に建造した構台内から吊り上げ、吊り降ろしを行う。訓練は図2のように実際に燃料取り出しに使用するFHM、クレーン、マニピュレータ等を用いて模擬燃料プールを設置して実施した。

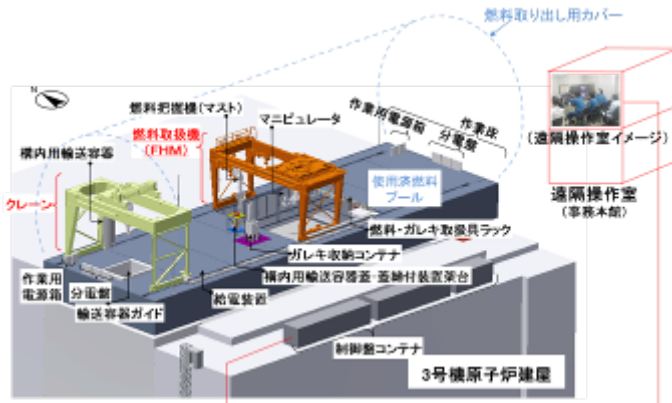


図 1.3 号機オペフロ設備概要

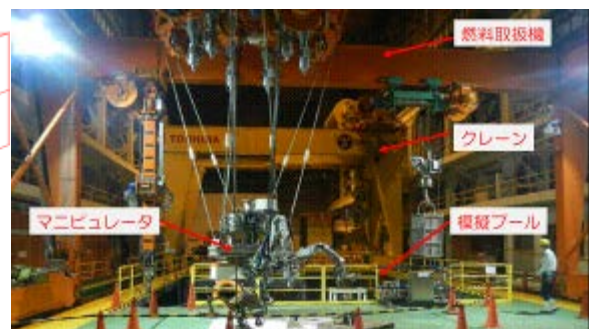


図 2. 訓練設備概要

訓練内容: 訓練はガレキ撤去、燃料取り出し、構内用輸送容器取扱作業について行った。共通項目として座学、遠隔で SFP 内、オペレーティングフロア上を監視するためのカメラ操作訓練、マニピュレータの基本的な操作訓練、設備の駆動源となる水圧ユニット取扱訓練、各操作卓の基本的な操作訓練、マニピュレータ、クレーンマスト、補巻のアタッチメントのツール交換訓練、総合訓練、警報対応訓練、クレーン、FHM 点検訓練を実施した。各作業個別にはガレキ撤去訓練ではガレキの収納容器取扱訓練、ガレキの移動・把持・切断・吸引訓練を実施した。燃料取り出し訓練では燃料取扱訓練、燃料ラックに燃料が引っかかった場合の引っ掛け解除、ラック切断・拡張訓練を実施した。構内用輸送容器取扱訓練では燃料装てん後の容器の密封確認訓練、燃料装てん時に輸送容器蓋のフランジ面に乗ったガレキの吸引訓練、輸送容器の蓋の締付装置が固着した場合の分離訓練を実施した。



図 3. 訓練イメージ（左：燃料取扱訓練、右：ガレキの移動・把持・切断訓練）（提供：（株）東芝）

抽出された問題点: 訓練等から明らかとなった問題点を抽出した。問題点としてカメラの映像のみで作業を実施するために、有人作業と比較して、視野が制限されること、燃料を移動させるための構内用輸送容器の蓋閉めが、遠隔操作のために時間を要すること、また、同様に、遠隔操作のため機器の故障時の対応に長期間作業中断となることなどが挙げられた。

今後の方針: これら問題点についてリスクアセスメントを実施し、安全性を担保しながら、作業手順、設備等の改善を図る。リスクアセスメントの結果、特に実施を検討している改善事項の一例として監視カメラの増設、カメラの確認作業を効率的に行うためのマーキング、異常時対応の要領書、予備品の準備、及び交換が容易となるような設計変更などがある。また、3号機へ燃料取扱設備設置後に実機における再訓練も予定している。

*Kanta Yamaguchi¹, Shinya Kudo¹, Yuichi Kagami¹, Takayuki Futatsugi¹, Ritsuro Tokumori¹

¹Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

(8) 1号機 建屋カバー解体における遠隔誘導システム、ガレキ吸引装置等の開発

(8) Development of Remote Guiding System, Rubble Suction Device, etc.,

for Dismantling Building Cover of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 1

*黒澤 到¹, 梶波 信一¹, 山崎 忍¹, 塚原 裕一¹, 廣瀬 豊¹, 木ノ下 英雄²¹清水建設株式会社, ²東京電力ホールディングス株式会社**1. はじめに**

水素爆発により原子炉建屋のオペフロ上部が損傷した福島第一原子力発電所1号機からの放射性ダストの飛散を抑制するため、2011年10月に原子炉建屋カバーを設置した。その後、原子炉の安定冷却の継続等によりダスト放出量が大幅に低減したことから、2015年4月より建屋カバーの解体に着手した。建屋カバー解体後は原子炉建屋オペフロのガレキ撤去、燃料取り出し用カバー架構等を設置した後、使用済み燃料プールから燃料を取り出すことを計画している。

ここでは、建屋カバー解体技術である遠隔誘導システムの開発、万一の放射性ダストの飛散に備えた、ミスト散布装置の設置に干渉する小ガレキを吸引する装置の開発、及び、支障鉄骨を撤去する装置の開発について報告する。

2. 建屋カバー解体技術遠隔誘導システムの開発**2-1. 遠隔誘導システムの開発**

原子炉建屋カバーの設置や解体は、作業員が近づけない高線量環境下での作業となるため、遠隔誘導により部材の設置や取外しを行う必要不可欠な技術として、2011年の着工時（カバー設置時）に開発したものである。図1及び写真1に、誘導システムのプロット及び誘導システムのモニター画面を示す。

原子炉建屋の周囲に配置したレーザー計測器を免震重要棟から遠隔操作し、吊り治具に取り付けたプリズムの位置を正確に把握するシステムを構築した。このシステムを用いることで、カメラワークに頼る施工を計測数値による正確な施工に変えることができ、玉掛け時間が短縮し、解体作業の安全性が飛躍的に高まった。

このシステムは、建屋カバーの設置や解体のみならず、ガレキ状況を把握するための各種調査機械の誘導、飛散防止剤散布装置の誘導等、主な工事の誘導ツールとして幅広く活用している。

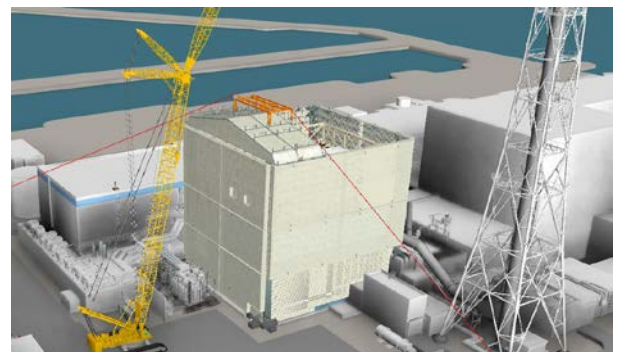


図1 誘導システム
(レーザー計測器による吊り治具の位置把握)



写真1 誘導モニター
(複数のカメラ映像、吊り治具の位置を数値で表示)

2-2. 自動玉掛装置の開発

自動玉掛装置は、2011 年の着工時（カバー設置時）に開発した技術である。建屋カバーは応急措置として設置した構築物であり、解体することを見据え、あらかじめ自動玉掛装置を開発した。写真 2 に屋根パネルの吊り治具及び自動玉掛装置を示す。遠隔誘導システムを使って吊りピースとクランプの位置を一致させたのち、電動シリンダの遠隔操作によって、吊りピンを吊りピース孔に挿入することで玉掛けが完了する装置である。



写真 2 屋根パネル吊り治具、自動玉掛装置

3. 小ガレキ吸引装置【 Karuwaza-1 】の開発

3-1. 背景

1 号機は原子炉建屋オペフロ上部の鉄骨構造のうち、屋根部材の大部分は最上階の上に崩落しているが、壁を構成していた鉄骨部材は外周に残存している。この残存鉄骨を利用し、ガレキ撤去作業時の万一の放射性ダストの飛散に備え、舞い上がった放射性ダストを抑え込むミスト散布装置の設置を計画したが、残存鉄骨上に堆積した小ガレキが計画の障害となっていた。そこで、小ガレキを吸引する装置を開発した。

3-2. 開発のポイントと対応

図 2、写真 3 にガレキ吸引装置の概要を、写真 4 に狭隘部での小ガレキの吸引状況を示す。開発のポイントは以下に示す通りである。

- ①狭隘部の小ガレキを吸引できること
- ②放射性ダストを排気ガスと一緒に排出しないこと
- ③吸引した小ガレキを容易に、安全にサイト内の保管箱に移動できること

①については、伸縮式吸引ダクトおよびダクト旋回装置を組み込むことで、ブレース用ガセット付近等の狭隘部にある小ガレキの吸引を可能とした。また、排気ガスノズルに水平旋回装置を組込むことで、吸引装置のより細かい姿勢制御を可能とした。②については、HEPA フィルタを備えたガレキ収納 BOX を内部に持つ構成とした。また、万一のフィルタの損傷に備えて、排気ガス出口にさらに同種のフィルタを組み込むことによって、2 重化した。③については、上記のガレキ収納 BOX をそのまま家庭用掃除機の紙パックの要領で回収ボックス（保管容器）に収納できるサイズとした。

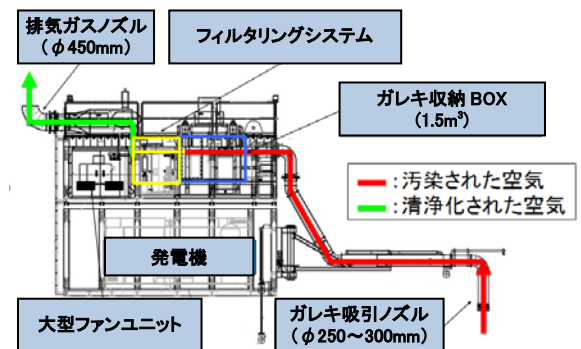


図 2 ガレキ吸引装置

- ・重量：約 22t（ガレキ回収前）
- ・ガレキ吸引能力（小ガレキ 1 個）
- 寸法：約 250mm
- 重量：約 20kg

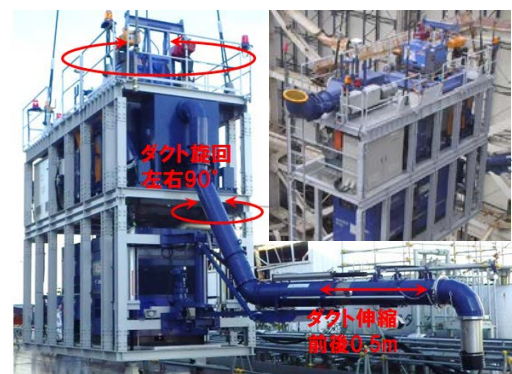


写真 3 ガレキ吸引装置



写真 4 小ガレキの吸引状況

4. 支障鉄骨撤去装置【Hitokuchi】の開発

4-1 背景

前章で述べた原子炉建屋最上階の外周の残存鉄骨には、小ガレキだけではなく、折れ曲がった鉄骨や配管等が引っかかっており、ミスト散布装置を残存鉄骨に引っ掛ける計画の障害となっていた。このため、これらを撤去する装置を開発した。

4-2 開発のポイントと対応

開発のポイントは以下に示す通りである。

- ①撤去時・切断時に撤去対象物を落下させないこと
- ②細かな位置合わせができること
- ③狭隘部でも安全に作業できること

写真5～写真7に装置全景、切断ツール及び把持ツールの概要を示す。①については、鉄骨の切断ならびに確実な把持力を確保するために油圧駆動方式を採用し、切断ツールにも把持機能を設けた。200kgまでのガレキの保持・切断が可能とした。②、③については、装置上部に旋回制御装置を具備することで、クレーンでの大まかな位置決めと方向制御を可能とした。また、装置のアーム部分から先に5つの自由度を設けることで、最適な姿勢でのアプローチを可能とした。更に、全体の機器構成を縦型とすることで、残存鉄骨コーナ部等の狭隘部での作業も可能とした。

装置各所にカメラを合わせて6台装備しているが、それでもクレーンオペレータが対象物と装置の距離感をつかむことは極めて難しい。今回の作業では、高い安全性と精度が要求されるため、本装置に並行して盛替可能な昇降式俯瞰カメラを合わせて開発した。本カメラは、作業部位の位置に合わせて設置し、対象作業の高さに合わせて高さを変えて俯瞰した画像を取得できるので、対象部位への衝突を回避しつつ、把持、切断作業が効率的に行えた。あわせて、クレーンオペレータの負荷が大きく軽減された。

5. おわりに

建屋カバーの屋根パネルを撤去し、更にミストノズルユニットに干渉する小ガレキの吸引、鉄骨や配管等の撤去後、写真8に示す通り原子炉建屋オペフロ既存鉄骨にミストノズルユニットを設置した。

今後も作業員の被ばく低減に資する省人化・無人化機器を活用し、廃炉に向け安全・着実に作業を進めていく。



写真5 装置全景
(クレーンで吊り下げて使用)
重量：約18t
駆動装置：油圧



写真6 切断ツール



写真7 把持ツール



写真8 ミストノズルユニット設置状況
(東面) (東面7箇所、西面6箇所)

* Itaru Kurosawa¹, Shinichi Kajinami¹, Shinobu Yamazaki¹, Yuichi Tukahara¹ and Yutaka Hirose¹, Hideo Kinoshita²

¹ Shimizu Corporation, ² Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2

[PL1E] Essential characteristics for challenging light water reactors in conformity with social needs and preference

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[PL1E01] Background and objectives

*Akio Yamamoto¹ (1.Nagoya Univ.)

[PL1E02] Social needs and fundamental requirements

*Takafumi Narukawa¹ (1.JAEA)

[PL1E03] Technical issues and discussions

*Norio Sakai¹ (1.Toshiba Corp.)

総合講演・報告 2 「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会

社会と共存する魅力的な軽水炉が有すべき特性

Essential characteristics for challenging light water reactors in conformity with social needs and preference

*山本 章夫¹, *成川 隆文², *堺 紀夫³¹名古屋大学, ²原子力機構, ³東芝

1. 検討の背景と目的

1-1. 検討の背景と目的

平成 26 年 12 月に設立された「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会は、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）、並びに 2015 年に策定されたエネルギー基本計画及び軽水炉安全技術・人材ロードマップ等を踏まえ、エネルギー政策の基本視点である 3E+S（エネルギー安定供給、経済性、環境適合性+安全性）と調和する軽水炉の在り方（軽水炉が備えるべき社会的受容性及び技術的特性）に関する調査・研究を実施し、軽水炉の設計を基本に立ち返って考え、さらに若年世代あるいは他学術・技術分野の研究者・技術者や学生が挑戦に値する魅力的な展望を描くことを目的としている。

本セッションでは、本委員会の概要に加え、これまでに検討してきた社会的受容性とそれから展開される基本要件、及び技術的論点と検討経緯について報告する。

1-2. 検討の前提条件

(1) 本委員会の役割

今までの軽水炉は技術シーズや事業者のニーズを起点にフォアキャストで技術開発がなされてきたため、成熟された技術だといわれる一方、局所最適に陥っている可能性があると考えられる。また、社会と共存する軽水炉の開発にあたっては、社会受容性を付加価値として考えるのではなく、具体的な開発の初期から社会の多様な声を直接聞くこと（Upstream engagement）が重要であると考えられる。従って、既存技術や安全性向上策の延長としての議論ではなく、若い人に魅力のある研究分野の創出を念頭に、バックキャストの視点で魅力的な軽水炉像を描くことを本委員会の役割とした。

(2) 本委員会の議論の境界条件

本委員会の目的は社会と共存する魅力的な軽水炉プラントの在り方や技術要件の整理であり、それを達成するための設計及び仕様検討は議論の対象としないこととした。

(3) 軽水炉を対象とする理由

本委員会では、次の理由により、軽水炉を検討対象とした。

- 軽水炉は商用利用されてきた実績から、技術及び法制度の成熟度、並びに一般の認知度の点で優位であること。
- 2030 年までに 20～22%の電源構成を満たすこと、及び高速炉の導入が 2050 年代以降であること等の国の政策との整合性の観点から軽水炉が現実的な選択肢であること。
- 次世代炉の開発において 1F 事故の教訓を反映し、事故の当事国である我が国が安全性向上対策、防災対応をリードしていくことが重要であること。

*Akio Yamamoto¹, Takafumi Narukawa² and Norio Sakai³¹Nagoya Univ., ²JAEA, ³Toshiba

- ・ 固有の安全性を有すること、産業基盤が整っていること等の面で、技術的優位性があること。

(4) 対象とする炉概念

第3世代炉プラス（GenIII⁺）の次に導入される軽水炉として、GenIII⁺⁺相当の炉概念とした。

(5) 議論の対象とする時間軸の設定

導入スケジュールなどの時間軸は明示的に議論の対象としていない。

(6) 魅力的な軽水炉像の提案の仕方（アウトプットのあり方）

社会と共存する軽水炉の提案においては、結論の提示・説明ではなく、各ステークホルダーとの協働により共に作り上げるという意識が重要であることから、発電用軽水炉に係る様々なステークホルダーとの意見交換を行うこととした。また、当委員会のアウトプットは今後の議論の入力情報になると考えられるため、ある論点について複数の意見がある場合、それぞれの立場からの議論を提示することとした。

2. 社会的受容性とそれから展開される基本要件

2-1. 検討方針

本委員会では、「社会と共存する」軽水炉に求められる技術的特性を、社会のニーズを起点に、バックキャストの視点で検討することとした。この検討方針を踏まえ、社会学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者との議論を通して、軽水炉が有すべき社会的受容性を検討している。

2-2. 軽水炉が有すべき社会的受容性

社会学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者の各ステークホルダーとの議論を通して抽出された軽水炉が有すべき社会的受容性を表1に示す。軽水炉が有すべき社会受容性は、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の8つの価値判断基準のグループに分類された。

2-3. 社会的受容性から展開される基本要件

2-2.において提示された軽水炉が有すべき社会受容性から展開される基本要件を、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の8つの価値判断基準の各グループについて、以下の通り整理した。

(1) 安全性

- ・ 長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除及び避難を含むサイト外対応を考慮したプラント設計により、個人のQOL（quality of life）を低下させない水準にリスクが抑制されていること。

(2) 環境適合性

- ・ プラントのライフサイクルを考慮した設計がなされていること、気候変動リスクの低減に貢献できること。

(3) 経済性

- ・ 他電源と比肩するコスト優位性を有していること。

(4) エネルギーセキュリティ

- ・ 低コストかつ安定的な電力の大量供給が可能なこと。

(5) 核拡散抵抗性

- ・ テロ対策、及び余剰Puの保障措置上のアドバンテージを有していること。

(6) 基準適合性

- ・ 設計改善や設備の追加が容易に可能なこと、また、計画立案から運転開始までの期間が短いこと。

(7) リスク負担の公平性

- ・ リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性が確保されていること。

(8) 運転性

- ・ 定期検査及び計画外停止からの復帰リードタイムが短いこと。また、通常運転時の環境負荷及び定検時等の作業員被ばく量が低減されていること。

3. 技術的論点と検討経緯

3-1. 対象とした技術的論点

前節にあげた、各ステークホルダーからの視点における軽水炉が備えるべき社会的受容性の基本要件をふまえ、軽水炉がどのような技術的特性を備えるべきかについて、下記の論点ごとに委員会内にサブチームを編成し、検討を行っている。

- (1) 安全原則、安全目標、性能目標：現在の安全原則はそのまま適用可能か。どのような安全目標、性能目標を考えるべきか。
- (2) Practically Eliminated (PE)、Evacuation Free (EF) の解釈と考え方：PE, EF はどのように解釈し、適用すべきか。
- (3) 深層防護：どのような深層防護の実装になるべきか。
- (4) 物理障壁：物理障壁が有する役割や信頼性はどのように考えるべきか。
- (5) Active/Passive 系の機器の最適化：Active 系、Passive 系の機器はどのように組み合わせられるべきか。
- (6) ライフサイクルを通じた統合設計：メンテナンス、継続的改善、廃棄物最小化など、ライフサイクルを通じた統合設計はどのようにあるべきか。
- (7) 多数基・集中立地の考え方：多数基・集中立地のメリットとデメリット、あるべき姿とはどのようなものか。
- (8) 経済性・エネルギー安全保障：経済性・エネルギー安全保障の観点ではどのような特徴が必要か。
- (9) その他、必要な技術開発分野について

3-2. 各技術的特性に対する検討状況

これまでに開催した委員会においては、(1)「安全原則、安全目標、性能目標」～(5)「Active/Passive 系の機器の最適化」の 5 つの論点について、サブチームの検討結果に基づき議論した。これまでのところ、以下のような意見が出されている。残りの論点についても、委員会にて今後議論し、各論点において魅力的な軽水炉が備えるべき特性をとりまとめる予定である。

(1) 安全原則、安全目標、性能目標

- ・ 安全原則は安全を達成するための基本的理念、安全目標はどの程度の安全を目指すのかという要求を具体化したものであり、原子力の社会的受容性を獲得するためには、安全原則を社会に見える形で明文化するとともに、安全目標は、社会的な議論を経て、政治、行政によって決定されたものであることが望ましい。また、安全目標は放射線に由来する健康影響だけでなく、社会的な影響に対するものも定められるべきである。
- ・ 性能目標は原子力施設が安全目標に適合していることを判断する目安であり、事業者、プラントによって異なる目標を設定することがありうる。規制側において、既設炉と新設炉で異なる目標を設定している国があるが、わが国でも同様の考え方を採用すべきかどうかについては、立地地域の公平性の観点から慎重な検討を要する。個別の目標を定めるとしても、原子炉ごとか、使用済み燃料プールを含めたサイトレベルでの目標を定めるかという検討が必要となる。

- 具体的性能目標としては、従来、炉心損傷頻度（CDF）や格納容器機能喪失頻度（CFF）等が用いられてきたが、これらの目標以外に指標は必要ないか、数値をどの程度低くすべきか、条件付確率等、性能目標間の関係を明確にして目標を定めるべきか、について議論があった。

(2) Practically Eliminated（PE）、Evacuation Free（EF）の解釈と考え方

- 第4世代原子炉におけるもともとの考え方では、PEはシビアアクシデント（SA）を起こさないための設計要求であり、EFは格納容器に対する要求に対応する。一方、炉心損傷、格納容器破損、放射性物質大量放出等のうち、何がPEの対象になるべきかについては、設計の考え方に依存するとの指摘がある。また、PEの達成はプラント設計のみで対応すべきものか、アクシデントマネジメント（AM）を含めて考えるべきかについても議論がある。
- 一般向けの安全目標と、設計者、専門家向けである性能目標とのギャップを埋める定性的な目標としてPE、EFという概念は有効と考えられる。ただし、PE、EFを達成すれば、SAをスクリーンアウトできる、サイト外対応が不要となるという認識を社会に与える可能性があるという指摘もあった。
- 物理的に起こりえないこと、あるいは極めて高い信頼性を以って排除できることがPEの定性的目標である一方、PEを満足する定量的指標（スペック）として、CDFやCFF等の確率を採用する考え方がある。これについては、評価の不確かさの扱い方、生起確率×影響度の低減方法の妥当性（例えば、1F事故のような事象に対し、生起確率だけを下げればPEを達成したといえるかどうか）について、意見が分かれている。

(3) 深層防護

- 深層防護レベルの実装例として、表2に示す7つのレベルからなる素案に基づき議論した。安全目標における議論を踏まえると、深層防護においては公衆の有意な被ばくの回避、社会的リスクの最小化を性能要求に加えることが必要と考えられる。
- このうち、「ハザードの最小化」については、どこまでハザードを低減すべきか、その基準が明確でないとの指摘がある。また、原子力の社会的リスクについては、原子力以外の他の社会的リスクとの比較をどのように行っていくかについて掘り下げが必要である。
- 社会に受け入れられる軽水炉を設計する観点から、立地選定からプラント設計まで一貫した深層防護の実装が必要との意見と、軽水炉が目指すべき姿として、立地フリーの炉であるべきではとの意見があった。

(4) 物理障壁

- 「放射性物質閉じ込めのための物理障壁」と「外的事象の荷重の効果を緩和するための物理障壁」という観点で分類を行う必要があるのではとの指摘がある。例えば隔離距離は外的事象の影響緩和には大きな効果があると考えられる。従来、前者を想定している「障壁（バリア）」の概念を拡張した場合に、どのような定義ができるかを整理すべきである。
- 物理障壁が強固になりすぎると弊害があるとの指摘がある。例えば、1F事故における水素爆発とブローアウトパネルの関係が挙げられる。原子炉隔離も、強化されすぎると外部からのアクセス、注水、ベント等に影響する可能性がある。状況に応じた障壁の役割を検討すべきである。

(5) Active/Passive系の機器の最適化

- Passive系機器は、機器の簡素化による経済性、メンテナンス性向上のメリットがある一方、Active系のように実機スケールにおけるサーベランスによって信頼性データを取得することが難しく、事故時の動作における不確かさが大きいとの指摘がある。

- 一方、社会的受容性の観点からは、1F 事故の教訓から、外部動力を必要としない **Passive** 系の導入が安心感を与える側面があることに留意すべきである。
- 除熱すべき自らの崩壊熱を冷却系の駆動力とするような、自律的なプラントコンセプトが、グレースピリットを確保する観点から重要と考えられる。

表 1 軽水炉が備えるべき社会的受容性に関する各ステークホルダーの意見

価値判断基準	社会学者の視点	立地地域の視点	産業界の視点	原子力技術者の視点
安全性	- 長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除 - ハザードの縮小 - パッシブセーフティ	- サイト特性を踏まえたプラント設計 - 避難対策の具体化 - 既設炉を上回る信頼性 - 二重格納容器、コアキャッチャー等の設置 - プラント情報の可視化(リスクモニタやプラント監視機能の整備)	安全性は開発のドライバーではなく必要(前提)条件	- 他の社会リスクと比肩し得るリスク水準 - 個々人の QOL を低下させない
環境適合性	・SF(HLW)及び LLW(運転廃棄物、廃炉廃棄物)の処分時の優位性 ・気候変動リスクの低減	・プラントのライフサイクルを考慮し廃棄物発生量とその処理を考慮したプラント設計		・バックエンドを考慮したプラント設計 ・直接処分オリエンティッドフェュエル ・SA 後の廃止措置や汚染水対策を想定した SSC の設計
経済性	・他電源と比肩するコスト優位性 ・将来的な国内人口減少による経済縮小を考慮したエネルギーシステム	・立地地域の地場産業の活性化及び雇用創出	・他電源と比肩するコスト優位性	・ユーザが採用可能な経済性 ・運転メンテナンスの観点でコスト最適化
エネルギーセキュリティ				・低コストかつ安定的な電力の大量供給
核拡散抵抗性	・Pu 在庫問題への配慮の観点から、保障措置上のアドバンテージ ・テロ対策等セキュリティ上の配慮	・テロ対策		・余剰 Pu の燃料利用
基準適合性(許認可制)		・新規制基準を所与とし最適化された設計	・将来の基準変更を考慮し、設計改善や設備の追加が容易に可能な概念 ・設計認証制度、標準設計等による計画立案から運転開始までの期間の短縮	
リスク負担の公平性	・大規模集中電源がもたらす地域間公平論への応答			・リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性の確保
運転性	・冷温停止までの時間と手順の短縮 ・通常運転時の環境負荷の軽減 ・定検・その他整備時の作業員の被ばく量低減を考慮した設計		・Conventional な要素も含むインフラが未熟な新興国における運転も考慮した設計 ・定期検査の短縮、計画外停止からの復帰リードタイムの短縮	
(安心・信頼性・説明性)*	・明快な技術及びロジックの採用 ・安心や信頼の獲得につながる設計(例えばパッシブセーフティ)		・事業者が信頼されていること。	・明快な緊急時対応等、社会に理解されやすいプラント設計 ・国民に分かりやすいリスク指標の使用 ・他分野のリスク説明の取組との整合

*社会と共存する魅力的な軽水炉の在り方を考える上で評価軸となる定量化できる指標を考えることが重要との観点から、当該項目はこの他の項目を満足することによって実現するものと位置付ける。

表 2 深層防護の実装例

防護レベル	1	2	3	4	5	6	7
性能要求	ハザードの最小化	事故の発生の防止	炉心冷却可能形状の維持	放射性物質の原子炉容器内への閉じ込め	放射性物質の格納容器内への閉じ込め	社会的リスクの最小化	公衆の有意な被ばくの回避
防止策	設計	異常発生の防止	DBAの防止	重大事故の防止	原子炉容器破損の防止	格納容器破損の防止	放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避
	管理						
	運転		DBAの防止	重大事故の防止	原子炉容器破損の防止	格納容器破損の防止	放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避
	防災						
緩和策	設計	異常の段階で検知・収束	工学的安全施設による事故の収束	原子炉容器内において事故を収束	格納容器内において事故を収束	放射性物質の管理放出	・人間の生活圏からの離隔 ・サイト外対応の実効性を高めるための設計対応
	管理						
	運転		工学的安全施設による事故の収束	原子炉容器内において事故を収束	格納容器内において事故を収束	放射性物質の管理放出	サイト外対応の実効性を高めるためのサイト内措置
	防災						サイト外対応
性能目標	・ハザードの年超過確率 ・安全余裕(ストレステストによる評価等)	SSCsの信頼度目標	炉心の冷却可能形状喪失頻度	・原子炉容器破損頻度 ・重大事故の発生を所与とした時の原子炉容器破損確率(DCC対応の信頼度目標)	格納容器破損頻度	・放射性物質の管理放出機能喪失頻度 ・重大事故の発生を所与とした時の放射性物質の管理放出機能喪失確率	放射性物質の非管理放出に至るまでの時間余裕の目標値

総合講演・報告 2 「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会

社会と共存する魅力的な軽水炉が有すべき特性

Essential characteristics for challenging light water reactors in conformity with social needs and preference

*山本 章夫¹, *成川 隆文², *堺 紀夫³¹名古屋大学, ²原子力機構, ³東芝

1. 検討の背景と目的

1-1. 検討の背景と目的

平成 26 年 12 月に設立された「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会は、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）、並びに 2015 年に策定されたエネルギー基本計画及び軽水炉安全技術・人材ロードマップ等を踏まえ、エネルギー政策の基本視点である 3E+S（エネルギー安定供給、経済性、環境適合性+安全性）と調和する軽水炉の在り方（軽水炉が備えるべき社会的受容性及び技術的特性）に関する調査・研究を実施し、軽水炉の設計を基本に立ち返って考え、さらに若年世代あるいは他学術・技術分野の研究者・技術者や学生が挑戦に値する魅力的な展望を描くことを目的としている。

本セッションでは、本委員会の概要に加え、これまでに検討してきた社会的受容性とそれから展開される基本要件、及び技術的論点と検討経緯について報告する。

1-2. 検討の前提条件

(1) 本委員会の役割

今までの軽水炉は技術シーズや事業者のニーズを起点にフォアキャストで技術開発がなされてきたため、成熟された技術だといわれる一方、局所最適に陥っている可能性があると考えられる。また、社会と共存する軽水炉の開発にあたっては、社会受容性を付加価値として考えるのではなく、具体的な開発の初期から社会の多様な声を直接聞くこと（Upstream engagement）が重要であると考えられる。従って、既存技術や安全性向上策の延長としての議論ではなく、若い人に魅力のある研究分野の創出を念頭に、バックキャストの視点で魅力的な軽水炉像を描くことを本委員会の役割とした。

(2) 本委員会の議論の境界条件

本委員会の目的は社会と共存する魅力的な軽水炉プラントの在り方や技術要件の整理であり、それを達成するための設計及び仕様検討は議論の対象としないこととした。

(3) 軽水炉を対象とする理由

本委員会では、次の理由により、軽水炉を検討対象とした。

- 軽水炉は商用利用されてきた実績から、技術及び法制度の成熟度、並びに一般の認知度の点で優位であること。
- 2030 年までに 20～22%の電源構成を満たすこと、及び高速炉の導入が 2050 年代以降であること等の国の政策との整合性の観点から軽水炉が現実的な選択肢であること。
- 次世代炉の開発において 1F 事故の教訓を反映し、事故の当事国である我が国が安全性向上対策、防災対応をリードしていくことが重要であること。

*Akio Yamamoto¹, Takafumi Narukawa² and Norio Sakai³¹Nagoya Univ., ²JAEA, ³Toshiba

- ・ 固有の安全性を有すること、産業基盤が整っていること等の面で、技術的優位性があること。

(4) 対象とする炉概念

第3世代炉プラス（GenIII⁺）の次に導入される軽水炉として、GenIII⁺⁺相当の炉概念とした。

(5) 議論の対象とする時間軸の設定

導入スケジュールなどの時間軸は明示的に議論の対象としていない。

(6) 魅力的な軽水炉像の提案の仕方（アウトプットのあり方）

社会と共存する軽水炉の提案においては、結論の提示・説明ではなく、各ステークホルダーとの協働により共に作り上げるという意識が重要であることから、発電用軽水炉に係る様々なステークホルダーとの意見交換を行うこととした。また、当委員会のアウトプットは今後の議論の入力情報になると考えられるため、ある論点について複数の意見がある場合、それぞれの立場からの議論を提示することとした。

2. 社会的受容性とそれから展開される基本要件

2-1. 検討方針

本委員会では、「社会と共存する」軽水炉に求められる技術的特性を、社会のニーズを起点に、バックキャストの視点で検討することとした。この検討方針を踏まえ、社会学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者との議論を通して、軽水炉が有すべき社会的受容性を検討している。

2-2. 軽水炉が有すべき社会的受容性

社会学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者の各ステークホルダーとの議論を通して抽出された軽水炉が有すべき社会的受容性を表1に示す。軽水炉が有すべき社会受容性は、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の8つの価値判断基準のグループに分類された。

2-3. 社会的受容性から展開される基本要件

2-2.において提示された軽水炉が有すべき社会受容性から展開される基本要件を、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の8つの価値判断基準の各グループについて、以下の通り整理した。

(1) 安全性

- ・ 長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除及び避難を含むサイト外対応を考慮したプラント設計により、個人のQOL（quality of life）を低下させない水準にリスクが抑制されていること。

(2) 環境適合性

- ・ プラントのライフサイクルを考慮した設計がなされていること、気候変動リスクの低減に貢献できること。

(3) 経済性

- ・ 他電源と比肩するコスト優位性を有していること。

(4) エネルギーセキュリティ

- ・ 低コストかつ安定的な電力の大量供給が可能なこと。

(5) 核拡散抵抗性

- ・ テロ対策、及び余剰Puの保障措置上のアドバンテージを有していること。

(6) 基準適合性

- ・ 設計改善や設備の追加が容易に可能なこと、また、計画立案から運転開始までの期間が短いこと。

(7) リスク負担の公平性

- ・ リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性が確保されていること。

(8) 運転性

- ・ 定期検査及び計画外停止からの復帰リードタイムが短いこと。また、通常運転時の環境負荷及び定検時等の作業員被ばく量が低減されていること。

3. 技術的論点と検討経緯

3-1. 対象とした技術的論点

前節にあげた、各ステークホルダーからの視点における軽水炉が備えるべき社会的受容性の基本要件をふまえ、軽水炉がどのような技術的特性を備えるべきかについて、下記の論点ごとに委員会内にサブチームを編成し、検討を行っている。

- (1) 安全原則、安全目標、性能目標：現在の安全原則はそのまま適用可能か。どのような安全目標、性能目標を考えるべきか。
- (2) Practically Eliminated (PE)、Evacuation Free (EF) の解釈と考え方：PE, EF はどのように解釈し、適用すべきか。
- (3) 深層防護：どのような深層防護の実装になるべきか。
- (4) 物理障壁：物理障壁が有する役割や信頼性はどのように考えるべきか。
- (5) Active/Passive 系の機器の最適化：Active 系、Passive 系の機器はどのように組み合わせられるべきか。
- (6) ライフサイクルを通じた統合設計：メンテナンス、継続的改善、廃棄物最小化など、ライフサイクルを通じた統合設計はどのようにあるべきか。
- (7) 多数基・集中立地の考え方：多数基・集中立地のメリットとデメリット、あるべき姿とはどのようなものか。
- (8) 経済性・エネルギー安全保障：経済性・エネルギー安全保障の観点ではどのような特徴が必要か。
- (9) その他、必要な技術開発分野について

3-2. 各技術的特性に対する検討状況

これまでに開催した委員会においては、(1)「安全原則、安全目標、性能目標」～(5)「Active/Passive 系の機器の最適化」の 5 つの論点について、サブチームの検討結果に基づき議論した。これまでのところ、以下のような意見が出されている。残りの論点についても、委員会にて今後議論し、各論点において魅力的な軽水炉が備えるべき特性をとりまとめる予定である。

(1) 安全原則、安全目標、性能目標

- ・ 安全原則は安全を達成するための基本的理念、安全目標はどの程度の安全を目指すのかという要求を具体化したものであり、原子力の社会的受容性を獲得するためには、安全原則を社会に見える形で明文化するとともに、安全目標は、社会的な議論を経て、政治、行政によって決定されたものであることが望ましい。また、安全目標は放射線に由来する健康影響だけでなく、社会的な影響に対するものも定められるべきである。
- ・ 性能目標は原子力施設が安全目標に適合していることを判断する目安であり、事業者、プラントによって異なる目標を設定することがありうる。規制側において、既設炉と新設炉で異なる目標を設定している国があるが、わが国でも同様の考え方を採用すべきかどうかについては、立地地域の公平性の観点から慎重な検討を要する。個別の目標を定めるとしても、原子炉ごとか、使用済み燃料プールを含めたサイトレベルでの目標を定めるかという検討が必要となる。

- 具体的性能目標としては、従来、炉心損傷頻度（CDF）や格納容器機能喪失頻度（CFF）等が用いられてきたが、これらの目標以外に指標は必要ないか、数値をどの程度低くすべきか、条件付確率等、性能目標間の関係を明確にして目標を定めるべきか、について議論があった。

(2) Practically Eliminated（PE）、Evacuation Free（EF）の解釈と考え方

- 第4世代原子炉におけるもともとの考え方では、PEはシビアアクシデント（SA）を起こさないための設計要求であり、EFは格納容器に対する要求に対応する。一方、炉心損傷、格納容器破損、放射性物質大量放出等のうち、何がPEの対象になるべきかについては、設計の考え方に依存するとの指摘がある。また、PEの達成はプラント設計のみで対応すべきものか、アクシデントマネジメント（AM）を含めて考えるべきかについても議論がある。
- 一般向けの安全目標と、設計者、専門家向けである性能目標とのギャップを埋める定性的な目標としてPE、EFという概念は有効と考えられる。ただし、PE、EFを達成すれば、SAをスクリーンアウトできる、サイト外対応が不要となるという認識を社会に与える可能性があるという指摘もあった。
- 物理的に起こりえないこと、あるいは極めて高い信頼性を以って排除できることがPEの定性的目標である一方、PEを満足する定量的指標（スペック）として、CDFやCFF等の確率を採用する考え方がある。これについては、評価の不確かさの扱い方、生起確率×影響度の低減方法の妥当性（例えば、1F事故のような事象に対し、生起確率だけを下げればPEを達成したといえるかどうか）について、意見が分かれている。

(3) 深層防護

- 深層防護レベルの実装例として、表2に示す7つのレベルからなる素案に基づき議論した。安全目標における議論を踏まえると、深層防護においては公衆の有意な被ばくの回避、社会的リスクの最小化を性能要求に加えることが必要と考えられる。
- このうち、「ハザードの最小化」については、どこまでハザードを低減すべきか、その基準が明確でないとの指摘がある。また、原子力の社会的リスクについては、原子力以外の他の社会的リスクとの比較をどのように行っていくかについて掘り下げが必要である。
- 社会に受け入れられる軽水炉を設計する観点から、立地選定からプラント設計まで一貫した深層防護の実装が必要との意見と、軽水炉が目指すべき姿として、立地フリーの炉であるべきではとの意見があった。

(4) 物理障壁

- 「放射性物質閉じ込めのための物理障壁」と「外的事象の荷重の効果を緩和するための物理障壁」という観点で分類を行う必要があるのではとの指摘がある。例えば隔離距離は外的事象の影響緩和には大きな効果があると考えられる。従来、前者を想定している「障壁（バリア）」の概念を拡張した場合に、どのような定義ができるかを整理すべきである。
- 物理障壁が強固になりすぎると弊害があるとの指摘がある。例えば、1F事故における水素爆発とブローアウトパネルの関係が挙げられる。原子炉隔離も、強化されすぎると外部からのアクセス、注水、ベント等に影響する可能性がある。状況に応じた障壁の役割を検討すべきである。

(5) Active/Passive系の機器の最適化

- Passive系機器は、機器の簡素化による経済性、メンテナンス性向上のメリットがある一方、Active系のように実機スケールにおけるサーベランスによって信頼性データを取得することが難しく、事故時の動作における不確かさが大きいとの指摘がある。

- 一方、社会的受容性の観点からは、1F 事故の教訓から、外部動力を必要としない **Passive** 系の導入が安心感を与える側面があることに留意すべきである。
- 除熱すべき自らの崩壊熱を冷却系の駆動力とするような、自律的なプラントコンセプトが、グレースピリオドを確保する観点から重要と考えられる。

表 1 軽水炉が備えるべき社会的受容性に関する各ステークホルダーの意見

価値判断基準	社会学者の視点	立地地域の視点	産業界の視点	原子力技術者の視点
安全性	・長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除 ・ハザードの縮小 ・パッシブセーフティ	・サイト特性を踏まえたプラント設計 ・避難対策の具体化 ・既設炉を上回る信頼性 ・二重格納容器、コアキャッチャー等の設置 ・プラント情報の可視化(リスクモニタやプラント監視機能の整備)	・安全性は開発のドライバーではなく必要(前提)条件	・他の社会リスクと比肩し得るリスク水準 ・個々人の QOL を低下させない
環境適合性	・SF(HLW)及び LLW(運転廃棄物、廃炉廃棄物)の処分時の優位性 ・気候変動リスクの低減	・プラントのライフサイクルを考慮し廃棄物発生量とその処理を考慮したプラント設計		・バックエンドを考慮したプラント設計 ・直接処分オリエンティッドフェュエル ・SA 後の廃止措置や汚染水対策を想定した SSC の設計
経済性	・他電源と比肩するコスト優位性 ・将来的な国内人口減少による経済縮小を考慮したエネルギーシステム	・立地地域の地場産業の活性化及び雇用創出	・他電源と比肩するコスト優位性	・ユーザが採用可能な経済性 ・運転メンテナンスの観点でコスト最適化
エネルギーセキュリティ				・低コストかつ安定的な電力の大量供給
核拡散抵抗性	・Pu 在庫問題への配慮の観点から、保障措置上のアドバンテージ ・テロ対策等セキュリティ上の配慮	・テロ対策		・余剰 Pu の燃料利用
基準適合性(許認可制)		・新規制基準を所与とし最適化された設計	・将来の基準変更を考慮し、設計改善や設備の追加が容易に可能な概念 ・設計認証制度、標準設計等による計画立案から運転開始までの期間の短縮	
リスク負担の公平性	・大規模集中電源がもたらす地域間公平論への応答			・リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性の確保
運転性	・冷温停止までの時間と手順の短縮 ・通常運転時の環境負荷の軽減 ・定検・その他整備時の作業員の被ばく量低減を考慮した設計		・Conventional な要素も含むインフラが未熟な新興国における運転も考慮した設計 ・定期検査の短縮、計画外停止からの復帰リードタイムの短縮	
(安心・信頼性・説明性)*	・明快な技術及びロジックの採用 ・安心や信頼の獲得につながる設計(例えばパッシブセーフティ)		・事業者が信頼されていること。	・明快な緊急時対応等、社会に理解されやすいプラント設計 ・国民に分かりやすいリスク指標の使用 ・他分野のリスク説明の取組との整合

*社会と共存する魅力的な軽水炉の在り方を考える上で評価軸となる定量化できる指標を考えることが重要との観点から、当該項目はこの他の項目を満足することによって実現するものと位置付ける。

表 2 深層防護の実装例

防護レベル		1	2	3	4	5	6	7
性能要求		ハザードの最小化	事故の発生の防止	炉心冷却可能形状の維持	放射性物質の原子炉容器内への閉じ込め	放射性物質の格納容器内への閉じ込め	社会的リスクの最小化	公衆の有意な被ばくの回避
防 止 策	設計	・外的事象由来のリスクの低い立地の選定	異常発生の防止	DBAの防止	重大事故の防止	原子炉容器破損の防止	格納容器破損の防止	放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避
	管理							
	運転			DBAの防止	重大事故の防止	原子炉容器破損の防止	格納容器破損の防止	放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避
	防災							
緩 和 策	設計	安全余裕を含む適正な設計	異常の段階で検知・収束	工学的安全施設による事故の収束	原子炉容器内において事故を収束	格納容器内において事故を収束	放射性物質の管理放出	・人間の生活圏からの離隔 ・サイト外対応の実効性を高めるための設計対応
	管理							
	運転			工学的安全施設による事故の収束	原子炉容器内において事故を収束	格納容器内において事故を収束	放射性物質の管理放出	サイト外対応の実効性を高めるためのサイト内措置
	防災							サイト外対応
性能目標		・ハザードの年超過確率 ・安全余裕(ストレステストによる評価等)	SSCsの信頼度目標	炉心の冷却可能形状喪失頻度	・原子炉容器破損頻度 ・重大事故の発生を所与とした時の原子炉容器破損確率(DCC対応の信頼度目標)	格納容器破損頻度	・放射性物質の管理放出機能喪失頻度 ・重大事故の発生を所与とした時の放射性物質の管理放出機能喪失確率	放射性物質の非管理放出に至るまでの時間余裕の目標値

総合講演・報告 2 「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会

社会と共存する魅力的な軽水炉が有すべき特性

Essential characteristics for challenging light water reactors in conformity with social needs and preference

*山本 章夫¹, *成川 隆文², *堺 紀夫³¹名古屋大学, ²原子力機構, ³東芝

1. 検討の背景と目的

1-1. 検討の背景と目的

平成 26 年 12 月に設立された「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会は、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）、並びに 2015 年に策定されたエネルギー基本計画及び軽水炉安全技術・人材ロードマップ等を踏まえ、エネルギー政策の基本視点である 3E+S（エネルギー安定供給、経済性、環境適合性+安全性）と調和する軽水炉の在り方（軽水炉が備えるべき社会的受容性及び技術的特性）に関する調査・研究を実施し、軽水炉の設計を基本に立ち返って考え、さらに若年世代あるいは他学術・技術分野の研究者・技術者や学生が挑戦に値する魅力的な展望を描くことを目的としている。

本セッションでは、本委員会の概要に加え、これまでに検討してきた社会的受容性とそれから展開される基本要件、及び技術的論点と検討経緯について報告する。

1-2. 検討の前提条件

(1) 本委員会の役割

今までの軽水炉は技術シーズや事業者のニーズを起点にフォアキャストで技術開発がなされてきたため、成熟された技術だといわれる一方、局所最適に陥っている可能性があると考えられる。また、社会と共存する軽水炉の開発にあたっては、社会受容性を付加価値として考えるのではなく、具体的な開発の初期から社会の多様な声を直接聞くこと（Upstream engagement）が重要であると考えられる。従って、既存技術や安全性向上策の延長としての議論ではなく、若い人に魅力のある研究分野の創出を念頭に、バックキャストの視点で魅力的な軽水炉像を描くことを本委員会の役割とした。

(2) 本委員会の議論の境界条件

本委員会の目的は社会と共存する魅力的な軽水炉プラントの在り方や技術要件の整理であり、それを達成するための設計及び仕様検討は議論の対象としないこととした。

(3) 軽水炉を対象とする理由

本委員会では、次の理由により、軽水炉を検討対象とした。

- 軽水炉は商用利用されてきた実績から、技術及び法制度の成熟度、並びに一般の認知度の点で優位であること。
- 2030 年までに 20～22%の電源構成を満たすこと、及び高速炉の導入が 2050 年代以降であること等の国の政策との整合性の観点から軽水炉が現実的な選択肢であること。
- 次世代炉の開発において 1F 事故の教訓を反映し、事故の当事国である我が国が安全性向上対策、防災対応をリードしていくことが重要であること。

*Akio Yamamoto¹, Takafumi Narukawa² and Norio Sakai³¹Nagoya Univ., ²JAEA, ³Toshiba

- ・ 固有の安全性を有すること、産業基盤が整っていること等の面で、技術的優位性があること。

(4) 対象とする炉概念

第3世代炉プラス（GenIII⁺）の次に導入される軽水炉として、GenIII⁺⁺相当の炉概念とした。

(5) 議論の対象とする時間軸の設定

導入スケジュールなどの時間軸は明示的に議論の対象としていない。

(6) 魅力的な軽水炉像の提案の仕方（アウトプットのあり方）

社会と共存する軽水炉の提案においては、結論の提示・説明ではなく、各ステークホルダーとの協働により共に作り上げるという意識が重要であることから、発電用軽水炉に係る様々なステークホルダーとの意見交換を行うこととした。また、当委員会のアウトプットは今後の議論の入力情報になると考えられるため、ある論点について複数の意見がある場合、それぞれの立場からの議論を提示することとした。

2. 社会的受容性とそれから展開される基本要件

2-1. 検討方針

本委員会では、「社会と共存する」軽水炉に求められる技術的特性を、社会のニーズを起点に、バックキャストの視点で検討することとした。この検討方針を踏まえ、社会学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者との議論を通して、軽水炉が有すべき社会的受容性を検討している。

2-2. 軽水炉が有すべき社会的受容性

社会学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者の各ステークホルダーとの議論を通して抽出された軽水炉が有すべき社会的受容性を表1に示す。軽水炉が有すべき社会受容性は、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の8つの価値判断基準のグループに分類された。

2-3. 社会的受容性から展開される基本要件

2-2.において提示された軽水炉が有すべき社会受容性から展開される基本要件を、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の8つの価値判断基準の各グループについて、以下の通り整理した。

(1) 安全性

- ・ 長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除及び避難を含むサイト外対応を考慮したプラント設計により、個人のQOL（quality of life）を低下させない水準にリスクが抑制されていること。

(2) 環境適合性

- ・ プラントのライフサイクルを考慮した設計がなされていること、気候変動リスクの低減に貢献できること。

(3) 経済性

- ・ 他電源と比肩するコスト優位性を有していること。

(4) エネルギーセキュリティ

- ・ 低コストかつ安定的な電力の大量供給が可能なこと。

(5) 核拡散抵抗性

- ・ テロ対策、及び余剰Puの保障措置上のアドバンテージを有していること。

(6) 基準適合性

- ・ 設計改善や設備の追加が容易に可能なこと、また、計画立案から運転開始までの期間が短いこと。

(7) リスク負担の公平性

- ・ リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性が確保されていること。

(8) 運転性

- ・ 定期検査及び計画外停止からの復帰リードタイムが短いこと。また、通常運転時の環境負荷及び定検時等の作業員被ばく量が低減されていること。

3. 技術的論点と検討経緯

3-1. 対象とした技術的論点

前節にあげた、各ステークホルダーからの視点における軽水炉が備えるべき社会的受容性の基本要件をふまえ、軽水炉がどのような技術的特性を備えるべきかについて、下記の論点ごとに委員会内にサブチームを編成し、検討を行っている。

- (1) 安全原則、安全目標、性能目標：現在の安全原則はそのまま適用可能か。どのような安全目標、性能目標を考えるべきか。
- (2) Practically Eliminated (PE)、Evacuation Free (EF) の解釈と考え方：PE, EF はどのように解釈し、適用すべきか。
- (3) 深層防護：どのような深層防護の実装になるべきか。
- (4) 物理障壁：物理障壁が有する役割や信頼性はどのように考えるべきか。
- (5) Active/Passive 系の機器の最適化：Active 系、Passive 系の機器はどのように組み合わせられるべきか。
- (6) ライフサイクルを通じた統合設計：メンテナンス、継続的改善、廃棄物最小化など、ライフサイクルを通じた統合設計はどのようにあるべきか。
- (7) 多数基・集中立地の考え方：多数基・集中立地のメリットとデメリット、あるべき姿とはどのようなものか。
- (8) 経済性・エネルギー安全保障：経済性・エネルギー安全保障の観点ではどのような特徴が必要か。
- (9) その他、必要な技術開発分野について

3-2. 各技術的特性に対する検討状況

これまでに開催した委員会においては、(1)「安全原則、安全目標、性能目標」～(5)「Active/Passive 系の機器の最適化」の 5 つの論点について、サブチームの検討結果に基づき議論した。これまでのところ、以下のような意見が出されている。残りの論点についても、委員会にて今後議論し、各論点において魅力的な軽水炉が備えるべき特性をとりまとめる予定である。

(1) 安全原則、安全目標、性能目標

- ・ 安全原則は安全を達成するための基本的理念、安全目標はどの程度の安全を目指すのかという要求を具体化したものであり、原子力の社会的受容性を獲得するためには、安全原則を社会に見える形で明文化するとともに、安全目標は、社会的な議論を経て、政治、行政によって決定されたものであることが望ましい。また、安全目標は放射線に由来する健康影響だけでなく、社会的な影響に対するものも定められるべきである。
- ・ 性能目標は原子力施設が安全目標に適合していることを判断する目安であり、事業者、プラントによって異なる目標を設定することがありうる。規制側において、既設炉と新設炉で異なる目標を設定している国があるが、わが国でも同様の考え方を採用すべきかどうかについては、立地地域の公平性の観点から慎重な検討を要する。個別の目標を定めるとしても、原子炉ごとか、使用済み燃料プールを含めたサイトレベルでの目標を定めるかという検討が必要となる。

- 具体的性能目標としては、従来、炉心損傷頻度（CDF）や格納容器機能喪失頻度（CFF）等が用いられてきたが、これらの目標以外に指標は必要ないか、数値をどの程度低くすべきか、条件付確率等、性能目標間の関係を明確にして目標を定めるべきか、について議論があった。

(2) Practically Eliminated（PE）、Evacuation Free（EF）の解釈と考え方

- 第4世代原子炉におけるもともとの考え方では、PEはシビアアクシデント（SA）を起こさないための設計要求であり、EFは格納容器に対する要求に対応する。一方、炉心損傷、格納容器破損、放射性物質大量放出等のうち、何がPEの対象になるべきかについては、設計の考え方に依存するとの指摘がある。また、PEの達成はプラント設計のみで対応すべきものか、アクシデントマネジメント（AM）を含めて考えるべきかについても議論がある。
- 一般向けの安全目標と、設計者、専門家向けである性能目標とのギャップを埋める定性的な目標としてPE、EFという概念は有効と考えられる。ただし、PE、EFを達成すれば、SAをスクリーンアウトできる、サイト外対応が不要となるという認識を社会に与える可能性があるという指摘もあった。
- 物理的に起こりえないこと、あるいは極めて高い信頼性を以って排除できることがPEの定性的目標である一方、PEを満足する定量的指標（スペック）として、CDFやCFF等の確率を採用する考え方がある。これについては、評価の不確かさの扱い方、生起確率×影響度の低減方法の妥当性（例えば、1F事故のような事象に対し、生起確率だけを下げればPEを達成したといえるかどうか）について、意見が分かれている。

(3) 深層防護

- 深層防護レベルの実装例として、表2に示す7つのレベルからなる素案に基づき議論した。安全目標における議論を踏まえると、深層防護においては公衆の有意な被ばくの回避、社会的リスクの最小化を性能要求に加えることが必要と考えられる。
- このうち、「ハザードの最小化」については、どこまでハザードを低減すべきか、その基準が明確でないとの指摘がある。また、原子力の社会的リスクについては、原子力以外の他の社会的リスクとの比較をどのように行っていくかについて掘り下げが必要である。
- 社会に受け入れられる軽水炉を設計する観点から、立地選定からプラント設計まで一貫した深層防護の実装が必要との意見と、軽水炉が目指すべき姿として、立地フリーの炉であるべきではとの意見があった。

(4) 物理障壁

- 「放射性物質閉じ込めのための物理障壁」と「外的事象の荷重の効果を緩和するための物理障壁」という観点で分類を行う必要があるのではとの指摘がある。例えば隔離距離は外的事象の影響緩和には大きな効果があると考えられる。従来、前者を想定している「障壁（バリア）」の概念を拡張した場合に、どのような定義ができるかを整理すべきである。
- 物理障壁が強固になりすぎると弊害があるとの指摘がある。例えば、1F事故における水素爆発とブローアウトパネルの関係が挙げられる。原子炉隔離も、強化されすぎると外部からのアクセス、注水、ベント等に影響する可能性がある。状況に応じた障壁の役割を検討すべきである。

(5) Active/Passive系の機器の最適化

- Passive系機器は、機器の簡素化による経済性、メンテナンス性向上のメリットがある一方、Active系のように実機スケールにおけるサーベランスによって信頼性データを取得することが難しく、事故時の動作における不確かさが大きいとの指摘がある。

- 一方、社会的受容性の観点からは、1F 事故の教訓から、外部動力を必要としない **Passive** 系の導入が安心感を与える側面があることに留意すべきである。
- 除熱すべき自らの崩壊熱を冷却系の駆動力とするような、自律的なプラントコンセプトが、グレースピリオドを確保する観点から重要と考えられる。

表 1 軽水炉が備えるべき社会的受容性に関する各ステークホルダーの意見

価値判断基準	社会学者の視点	立地地域の視点	産業界の視点	原子力技術者の視点
安全性	・長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除 ・ハザードの縮小 ・パッシブセーフティ	・サイト特性を踏まえたプラント設計 ・避難対策の具体化 ・既設炉を上回る信頼性 ・二重格納容器、コアキャッチャー等の設置 ・プラント情報の可視化(リスクモニタやプラント監視機能の整備)	・安全性は開発のドライバーではなく必要(前提)条件	・他の社会リスクと比肩し得るリスク水準 ・個々人の QOL を低下させない
環境適合性	・SF(HLW)及び LLW(運転廃棄物、廃炉廃棄物)の処分時の優位性 ・気候変動リスクの低減	・プラントのライフサイクルを考慮し廃棄物発生量とその処理を考慮したプラント設計		・バックエンドを考慮したプラント設計 ・直接処分オリエンティッドフェュエル ・SA 後の廃止措置や汚染水対策を想定した SSC の設計
経済性	・他電源と比肩するコスト優位性 ・将来的な国内人口減少による経済縮小を考慮したエネルギーシステム	・立地地域の地場産業の活性化及び雇用創出	・他電源と比肩するコスト優位性	・ユーザが採用可能な経済性 ・運転メンテナンスの観点でコスト最適化
エネルギーセキュリティ				・低コストかつ安定的な電力の大量供給
核拡散抵抗性	・Pu 在庫問題への配慮の観点から、保障措置上のアドバンテージ ・テロ対策等セキュリティ上の配慮	・テロ対策		・余剰 Pu の燃料利用
基準適合性(許認可制)		・新規制基準を所与とし最適化された設計	・将来の基準変更を考慮し、設計改善や設備の追加が容易に可能な概念 ・設計認証制度、標準設計等による計画立案から運転開始までの期間の短縮	
リスク負担の公平性	・大規模集中電源がもたらす地域間公平論への応答			・リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性の確保
運転性	・冷温停止までの時間と手順の短縮 ・通常運転時の環境負荷の軽減 ・定検・その他整備時の作業員の被ばく量低減を考慮した設計		・Conventional な要素も含むインフラが未熟な新興国における運転も考慮した設計 ・定期検査の短縮、計画外停止からの復帰リードタイムの短縮	
(安心・信頼性・説明性)*	・明快な技術及びロジックの採用 ・安心や信頼の獲得につながる設計(例えばパッシブセーフティ)		・事業者が信頼されていること。	・明快な緊急時対応等、社会に理解されやすいプラント設計 ・国民に分かりやすいリスク指標の使用 ・他分野のリスク説明の取組との整合

*社会と共存する魅力的な軽水炉の在り方を考える上で評価軸となる定量化できる指標を考えることが重要との観点から、当該項目はこの他の項目を満足することによって実現するものと位置付ける。

表 2 深層防護の実装例

防護レベル		1	2	3	4	5	6	7
性能要求		ハザードの最小化	事故の発生の防止	炉心冷却可能形状の維持	放射性物質の原子炉容器内への閉じ込め	放射性物質の格納容器内への閉じ込め	社会的リスクの最小化	公衆の有意な被ばくの回避
防 止 策	設計	・外的事象由来のリスクの低い立地の選定	異常発生の防止	DBAの防止	重大事故の防止	原子炉容器破損の防止	格納容器破損の防止	放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避
	管理							
	運転			DBAの防止	重大事故の防止	原子炉容器破損の防止	格納容器破損の防止	放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避
	防災							
緩 和 策	設計	安全余裕を含む適正な設計	異常の段階で検知・収束	工学的安全施設による事故の収束	原子炉容器内において事故を収束	格納容器内において事故を収束	放射性物質の管理放出	・人間の生活圏からの離隔 ・サイト外対応の実効性を高めるための設計対応
	管理							
	運転			工学的安全施設による事故の収束	原子炉容器内において事故を収束	格納容器内において事故を収束	放射性物質の管理放出	サイト外対応の実効性を高めるためのサイト内措置
	防災							サイト外対応
性能目標		・ハザードの年超過確率 ・安全余裕(ストレステストによる評価等)	SSCsの信頼度目標	炉心の冷却可能形状喪失頻度	・原子炉容器破損頻度 ・重大事故の発生を所与とした時の原子炉容器破損確率(DCC対応の信頼度目標)	格納容器破損頻度	・放射性物質の管理放出機能喪失頻度 ・重大事故の発生を所与とした時の放射性物質の管理放出機能喪失確率	放射性物質の非管理放出に至るまでの時間余裕の目標値

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

[PL1F] International Trends on Nuclear Power Generation

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[PL1F01] Energy, Electric Power and Nuclear Power Situation in the World

*Kunihiro Tokai¹ (1.JEPIC)

[PL1F02] Trends on Nuclear Power Generation in Advanced and Developing Countries

*Masaharu Kobayashi¹ (1.JAIF)

原子力発電部会セッション「原子力発電に関する国際動向」

(1) 世界におけるエネルギー・電力及び原子力の情勢

(1) Energy, Electric Power and Nuclear Power Situation in the world

東海 邦博¹¹一般社団法人 海外電力調査会

1. 「3E」から見たエネルギー・電力の現状

エネルギー・電力の現状は、「3E」の観点から以下のように分析される。

まずエネルギー・セキュリティ（Energy Security：エネルギーの安定供給）の観点からみると、一時、世界的に「アラブの春」、イランの核問題などで石油・ガス供給の不安定化への懸念から、化石燃料価格が上昇し、中・長期的にも中国、中東などの消費増で価格上昇が予想されていた。しかし、近年、米国でのシェールオイル、シェールガスの増産、また世界的な経済活動停滞によるエネルギー需要の鈍化により、化石燃料価格が低下しており、そのため、エネルギー・電力供給は現在、比較的安定している。この低価格は当面、続くとの予想もあるが、長期的には世界経済の回復により一定の上昇を示すと予想されている。

また、環境保護（Environmental Protection、地球温暖化の防止・抑制）の観点からは、ポスト京都として、2015年12月のCOP21でパリ協定が合意され、各国は温室効果ガス（GHG）削減など中長期的な気候変動対策の実施を求められている。

さらに、経済性（Economical Efficiency：廉価なエネルギー・電力）の観点からは、特に欧米でガス・電力市場の規制緩和、自由化が1990年代から実施されてきた。この自由化により、電力の小売電力価格は一時的に低下したが、欧州では近年、再エネ開発補助コストなどが価格に上乗せされ、上昇している。米国では全面自由化が一部の州に限定されているが、近年、シェールガス増産でガス価格が低下していることから、電力価格が低下する州も出現している。

2. 世界各国のエネルギー・電力政策

世界各国のエネルギー・電力政策は、前述の「3E」に加え、福島事故を受けて、安全（Safety）の観点が改めて強調され、「3E+S」観点から策定されるようになってきている。欧州連合（EU）では2009年に「エネルギー・気候変動関連法規」が制定され、CO2削減、省エネ、再エネ開発などの2020年目標が法制化されたのに続き、現在、2030年目標の法制化に向けて作業が進められている。加盟各国では、このEU政策に沿って、それぞれエネルギー・気候変動施策が実施されている。

特にEUでは、固定価格買取制度（Feed-in-tariff、FIT）に支えられ、再生可能エネルギー電源の開発が進んでいる。

米国ではブッシュ政権下、「包括エネルギー法」（2005年）が制定され、化石燃料、原子力開発の推進が謳われたのに続き、現オバマ政権（2009年～）下では、All of the above政策（化石燃料、再生可能エネルギー、原子力などすべてのクリーンエネルギーの開発推進）が進められている。

その他世界各国、特に中国やインドなどの新興国においても、近年、発電部門においては、従来の石炭火力やガス火力に加えて、再エネや原子力電源の開発が進められている。

Kunihiro Tokai¹¹Japan Electric Power Information Center, Inc.

3. 世界各国の原子力政策と開発状況

原子力発電開発は、欧米、日本など主に先進国で進められてきた。しかし、欧州では米国 TMI 事故、旧ソ連・ウクライナのチェルノブイリ事故、日本の福島事故を受けて、ドイツなど脱原子力に舵を切った国も出現している。しかし、福島事故後も、欧米の多数の原子力発電国では、既設の原子力発電所の運転を継続するとともに、米国、フランス、フィンランド、英国など新規建設に向かう国もある。また、脱原子力国の中には、電力供給上の必要性から、既設炉の運転を延長している国も存在する。

また、中国、インドなどの新興国など世界的には、原子力発電は、再生可能エネルギー電源と並ぶ重要な CO2 ゼロ・エミッション電源として、新規建設が進められている。特に中国での開発計画は大規模で、将来は米国と並ぶ原子力発電大国になるものと見られている。

この原子力発電の課題の一つは経済性である。既設炉については、天然ガス価格の低下により卸市場での電力価格が低下した米国の州などでは、経済性が成立せず、閉鎖される炉も出現している。このため、電力供給事業者が買い取る義務のあるクリーン電力の中に、再生可能エネルギーと同じく原子力発電も含める仕組みを導入することも検討されている。また、新規建設についても、EPR、AP1000 など第三世代炉の建設コストが巨額になることから、欧米では今後の建設計画が見直される事例も出現している。このため、英国では原子力発電にも、固定価格買取制度に類似した制度（FIT-CFD）を適用し、投資リスクを軽減する仕組みが導入されている。

原子力発電部会セッション「原子力発電に関する国際動向」

(2) 先進国及び発展途上国における原子力発電の動向

(2) Trends on Nuclear Power Generation in Advanced and Developing Countries

小林雅治¹¹一般社団法人 日本原子力産業協会

福島第一原子力発電所事故後、世界の原子力開発は一時的にブレーキがかかった。ごく一部の国では、原子力の段階的廃止を決めた。しかし、世界全体としては、スローではあるが、原子力開発が推進されつつある。

表 1 に、国際原子力機関（IAEA）が纏めている世界の原子力発電規模予測を示す。それによると、地域的には、極東、中東・南アジア、中東欧、中南米で、原子力規模が増加している。特に目立つのが、中国を含む極東である。これまで、世界の原子力開発の専らの担い手であった北米や西欧では、今後、原子炉の高経年化に伴い引退する原子炉数が、新規に建設・運転する原子炉数よりも多くなる傾向があり、中期的には原子力発電規模は停滞状況（あるいは減少状態）にあると言える。端的に言えば、原子力開発は、先進国から途上国にシフトしつつあるということである。因みに、2014 年の世界の原子力発電規模は、3 億 7,600 万 kW であった。これが 2030 年には、3 億 8,500 万～6 億 3,200 万 kW（2014 年値の 1.02～1.68 倍）になると予測されている。将来予測にかなりの幅があるが、低予測値と高予測値の中間値が、実現可能性が高いと見られている。

表 1. IAEA による世界の原子力発電予測（2015 年 8 月発表） 単位：万 kW

地 域	2014 年 (実績)	2030 年		2050 年	
		低予測	高予測	低予測	高予測
北米	11,210	9,200	13,970	6,000	15,700
中南米	480	680	1,340	1,300	5,500
西欧*	11,370	6,270	11,200	2,700	12,100
中東欧**	4,970	6,410	9,350	6,300	12,600
アフリカ	190	190	650	700	3,800
中東・南アジア	690	2,590	4,380	4,800	9,400
東南アジア・太平洋	—	0	400	500	1,800
極東	8,710	13,180	21,900	14,900	35,500
世界合計	37,620	38,530	63,180	37,100	96,400

*西 欧：ベルギー、フィンランド、仏、独、英、伊、蘭、西、スイス、スウェーデン、墺、トルコなど

*中東欧：アルメニア、ベラルーシ、ブルガリア、チェコ、ハンガリー、カザフスタン、リトアニア、ポーランド、ルーマニア、ロシア、スロバキア、スロベニア、ウクライナなど

表 2 に、世界原子力協会（WNA）が纏めている世界各国の原子力発電開発状況を地域別に一覧表で示す。世界の地域分類が IAEA と若干異なっているが、ご容赦願いたい。中国の原子力開発が顕著であると上述したが、中国の建設中基数は 21 基で世界全体の 62 基の 34%（kW ベースでは 36%）を占めている。また、中国の計画中は 42 基、検討中は 136 基であり、まさに突出している。

Masaharu Kobayashi¹¹Japan Atomic Industrial Forum, Inc.

運転中の原子力発電所の規模を国別に見ると、①米国 100 基、1 億 1 万 kW、②フランス 58 基、6,313 万 kW、③日本 43 基、4,048 万 kW、④中国 33 基、2,958 万 kW、⑤ロシア 35 基、2,605 万 kW、⑥韓国 25 基、2,302 万 kW、と続く。

しかし、原子力発電電力量（2015 年）のランキングでは、①米国 7,980 億 kWh、②フランス 4,190 億 kWh、③ロシア 1,828 億 kWh、④中国 1,612 億 kWh、⑤韓国 1,572 億 kWh、⑥カナダ 956 億 kWh、と続き、日本は、はるか後方に位置する。福島事故を契機に、日本の原子力発電所のほとんどがいまだに運転再開できていないためである。

また、表 2 から、各国の全電力供給に占める原子力発電電力量のシェアが分かる。それによると、①フランス 76.3%、②ウクライナ 56.5%、③スロバキア 55.9%、④ハンガリー 52.7%、⑤スロベニア 38%、⑥ベルギー 37.5%、となっている。

運転中の原子炉を持つ国を原子力発電国と呼び、運転中の原子炉を持たないが原子炉の導入を進めている国を（原子力発電）新規導入国と呼ぶ。原子力発電国は現在、31 カ国・地域である。同表は、主な原子力発電導入国も示しており、それらはアジア・中東・東欧地域に多い。新規導入国の中でも、ベラルーシとアラブ首長国連邦（UAE）では現在、原子力発電所を建設中であり、近いうちに原子力発電国に仲間入りする。次いで、ポーランド、ベトナム、バングラデシュ、トルコ、ヨルダンなどの国が原子力発電所の建設を計画している。サウジアラビアは検討中の国であるが、16 基 1,700 万 kW の大規模開発を検討している。

原子力発電国も新規導入国も共に、基本的には、エネルギーの安定供給と地球温暖化対策として、原子力開発を推進している。現在は、世界的には、軽水炉（PWR、BWR）（一部の国では重水炉）の開発が中心であるが、将来炉として、中小型炉（小型モジュール炉 SMR）や第 4 世代炉としての高速炉の開発も進行中である。石油の豊富な中東諸国が原子力開発に乗り出しているのは、将来的に石油を輸出目的等に温存し、電力は原子力で賄うと言う意味と、海水淡水化への利用も念頭においている。

図 1. 主な原子力発電国・新規導入国

（太字は原子力発電国、細字は新規導入国）

	先進国(OECD加盟国)			途上国(OECD非加盟国)		
欧 州	西欧・北欧・中東欧			旧ソ連		
	欧州連合(EU) オランダ、ベルギー フィンランド、チェコ、スペイン、スロバキア スロベニア スウェーデン ハンガリー ポーランド			ルーマニア ブルガリア リトアニア	スイス ウクライナ	ベラルーシ アルメニア カザフスタン
	EU	G7 英国 フランス ドイツ イタリア			G20	
				BRICS ロシア		
北 米		メキシコ	米国 カナダ			
南 米	チリ			ブラジル	アルゼンチン	
アジア・大洋州		韓国 オーストラリア	日本	中国 インド	インドネシア	台湾、北朝鮮、パキスタン ベトナム、バングラデシュ タイ、マレーシア
中東・北アフリカ	イスラエル	トルコ			サウジアラビア	イラン、UAE、エジプト ヨルダン
アフリカ				南アフリカ		

なお、先進国と途上国について、各種の分類方法があるが、一般的には経済協力開発機構（OECD）加盟国を先進国、非加盟国を途上国ということが多い。この分類に基づいて、表 2 の国々を原子力発電国と新規導入国に分けたものを図 1 に示す。

図 1 には、G7、G20、BRICS（ブラジル、ロシア、インド、中国、南アフリカ）、EU（欧州連合）の分類も示す。この分類によると、ロシアは途上国であるが、1954 年に世界初の原子力発電所を運転させ、濃縮や再処理技術も保有し、現在、高速炉開発では世界の先頭におり、むしろ「原子力先進国」と呼ぶべきだろう。中国もまた、一般的には途上国であり、原子力発電の導入も遅かったが（最初の原子力発電所の運転開始が 1994 年）、最近では自身が知的財産権を持つ原子炉の輸出を積極的に進めており、高速炉や高温ガス炉の開発もかなり進んでいるなど、原子力については「新興原子力国」と呼んでもいいかもしれない。事実、OECD によると、ロシアが OECD への加盟手続き中であり、中国、ブラジル、インド、インドネシア、南アフリカについては、OECD との関係を強化する主要パートナーの扱いになっている。

講演では、主な先進国及び発展途上国（或いは原子力発電国と新規導入国）について、原子力開発の考え方（政策）、原子力発電計画、新型原子炉開発や放射性廃棄物処分・核燃料サイクルなどを含め、最近の原子力開発動向を紹介する。

表 2. 世界各国・地域の原子力発電開発状況

日本原子力産業協会作成

地 域	国・地域名	2015 年の原子力 発電量とシェア		運転中の 原子力発電所		建設中の 原子力発電所		計画中の 原子力発電所		検討中の 原子力発電所	
		億 kWh	%	基	万 kWe	基	万 kWe	基	万 kWe	基	万 kWe
欧州	フランス (2)	4190	76.3	58	6,313.0	1	175.0	0	0	1	175.0
	ドイツ (9)	868	14.1	8	1,072.8	0	0	0	0	0	0
	英国 (10)	639	18.9	15	888.3	0	0	4	610.0	9	1,180.0
	スウェーデン (11)	545	34.3	9	884.9	0	0	0	0	0	0
	スペイン (12)	548	20.3	7	712.1	0	0	0	0	0	0
	ベルギー (13)	248	37.5	7	594.3	0	0	0	0	0	0
	チェコ共和国 (16)	253	32.5	6	390.4	0	0	2	240.0	1	120.0
	スイス (17)	222	33.5	5	333.3	0	0	0	0	3	400.0
	フィンランド (18)	223	33.7	4	274.1	1	170.0	1	120.0	1	150.0
	ブルガリア (19)	147	31.3	2	192.6	0	0	1	95.0	0	0
	ハンガリー (21)	150	52.7	4	188.9	0	0	2	240.0	0	0
	スロバキア (23)	141	55.9	4	181.6	2	94.2	0	0	1	120.0
	ルーマニア (26)	107	17.3	2	131.0	0	0	2	144.0	1	65.5
	スロベニア (29)	54	38.0	1	69.6	0	0	0	0	1	100.0
	オランダ (30)	39	3.7	1	48.5	0	0	0	0	1	100.0
	ポーランド	0	0	0	0	0	0	6	600.0	0	0
	リトアニア	0	0	0	0	0	0	1	135.0	0	0
	イタリア	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
旧ソ連 (CIS 等)	ロシア連邦 (5)	1828	18.5	35	2,605.3	8	710.4	25	2,775.5	23	2,280.0
	ウクライナ (8)	824	56.5	15	1,310.7	0	0	2	190.0	11	1,200.0
	アルメニア (31)	26	34.5	1	37.6	0	0	1	106.0	0	0
	ベラルーシ	0	0	0	0	2	238.8	0	0	2	240.0
	カザフスタン	0	0	0	0	0	0	2	60.0	2	60.0
北米	米国 (1)	7980	19.5	100	10,001.3	4	500.0	18	831.2	24	2,600.0
	カナダ (7)	956	16.6	19	1,355.3	0	0	2	150.0	3	380.0
	メキシコ (25)	112	6.8	2	160.0	0	0	0	0	2	200.0
南米	ブラジル (20)	139	2.8	2	190.1	1	140.5	0	0	4	400.0
	アルゼンチン (24)	65	4.8	3	162.7	1	2.7	2	195.0	2	130.0
	チリ	0	0	0	0	0	0	0	0	4	440.0
アジア	日本 (3)	43	0.5	43	4,048.0	3	303.6	9	1,294.7	3	414.5
	中国 (4)	1612	3.0	33	2,957.7	21	2,403.6	42	4,833.0	136	15,600.0
	韓国 (6)	1572	31.7	25	2,301.7	3	420.0	8	1,160.0	0	0
	インド (14)	346	3.5	21	530.2	6	430.0	24	2,390.0	36	4,160.0
	台湾 (15)	351	16.3	6	492.7	2	270.0	0	0	0	0
	パキスタン (28)	43	4.4	3	72.5	3	184.1	1	116.1	0	0
	ベトナム	0	0	0	0	0	0	4	480.0	6	670.0
	バングラデシュ	0	0	0	0	0	0	2	240.0	0	0
	インドネシア	0	0	0	0	0	0	1	3.0	4	400.0
	タイ	0	0	0	0	0	0	0	0	5	500.0
	マレーシア	0	0	0	0	0	0	0	0	2	200.0
	北朝鮮	0	0	0	0	0	0	0	0	1	95.0
中東・ 北アフ リカ	イラン (27)	32	1.3	1	91.5	0	0	2	200.0	7	630.0
	UAE	0	0	0	0	4	560.0	0	0	10	1,440.0
	トルコ	0	0	0	0	0	0	4	480.0	4	450.0
	エジプト	0	0	0	0	0	0	2	240.0	2	240.0
	ヨルダン	0	0	0	0	0	0	2	200.0	0	0
	サウジアラビア	0	0	0	0	0	0	0	0	16	1,700.0
	イスラエル	0	0	0	0	0	0	0	0	1	120.0
アフリカ	南アフリカ (22)	110	4.7	2	183.0	0	0	0	0	8	960.0
世界合計	49ヶ国・地域	24410	11.5	444	38,775.7	62	6,602.9	172	18,120.5	337	37,920.0

出典：WNA データ（2016 年 7 月 1 日現在）をもとに作成。

国・地域欄の（ ）表示は、運転中原子力発電規模の世界順位を示す。

運転中＝送電開始を含む、建設中＝原子炉建屋への初コンクリート打設、又は大規模改修工事中

計画＝承認、投資確認、8～10 年以内に運転開始見込み、検討中＝個別プログラム、サイト提案、15 年以内に運転見込み。

太字は原子力発電国（原子力発電所が運転している国、現在 31 カ国・地域）。

細字は新規導入国（運転中の原子力発電所を持たない国、表には主な国として 18 カ国列挙）。

発電規模（kWe）については、運転中はネット出力、その他はグロス出力を示す。

[PL1H] The Severe Accident Study Working Group for Nuclear Fuel Cycle Facilities Phase-II Report

Chair: Yasuhisa Ikeda (Tokyo Tech)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[PL1H01] General Explanation of the Phase-II Report

*Ken Muramatsu¹ (1.Tokyo City Univ.)

[PL1H02] General Explanation of the Phase-II Report

*Kazuo Yoshida¹ (1.JAEA)

[PL1H03] General Explanation of the Phase-II Report

*Hitoshi Abe¹ (1.JAEA)

[PL1H04] General Explanation of the Phase-II Report

*Yuichi Yamane¹ (1.JAEA)

[PL1H05] General Explanation of the Phase-II Report

*Takahiro Ishio¹ (1.JNFL)

[PL1H06] General Discussion

再処理・リサイクル部会セッション

「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ フェーズ2 報告」

(1) フェーズ2における検討の目的

(1) Objectives of Phase-II Activity

再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ

主査 池田 泰久¹, 副主査 *村松 健²

¹東京工業大学, ²東京都市大学

1. 緒言

我が国では、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、原子力発電施設だけでなく、核燃料サイクル施設についてもシビアアクシデントのリスクを検討し、これに基づいて安全確保のあり方を見直し、一層の安全性向上を図る努力が進められている。

2. 活動の経緯とフェーズ2の目的

再処理・リサイクル部会は、再処理施設等の建設、運転、安全評価、研究開発、人材育成等に係わる多様な組織の研究者、技術者により構成される部会である。この特性を活かして、部会員が有する最新の知見及び専門的経験に基づいて、科学技術的観点から上記課題を検討し、科学合理性の高い安全確保及び安全規制並びに社会への説明責任の達成に資するよう、核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループを立ち上げた。

活動のフェーズ1の成果として、核燃料サイクル施設における内的及び外的事象に起因するシビアアクシデント（「設計基準事故の想定を超える条件で発生し、その判断基準を超えて大きい影響をもたらす事故」と定義し、新規基準での「重大事故」と区別して用いている）を科学的・技術的観点から選定する方法（グレーデッドアプローチ）について提案した^{[1][2]}。この方法を実施する上で必要な情報のうち、事故の「発生頻度」については原子力発電施設のために開発されたPRA等の手法を用いた評価が可能と考えられるが、「影響」についてはサイクル施設のシビアアクシデントの条件での評価は世界的にも広くは検討されておらず、体系的な調査検討と整理が必要であった。

このため、フェーズ2では、事故影響評価手法に関する現状の整理、課題の把握及び課題解決の方法について、客観的かつ専門的視点から検討を行うこととした。

3. 調査の対象

調査では、再処理施設で想定しうる臨界、蒸発乾固、放射線分解水素の燃焼/爆発、有機溶媒火災、使用済燃料の著しい損傷事故等の影響評価方法に関する現状の整理、課題の把握及び課題解決の方法に重点を置くこととした。

参考文献

- [1] 核燃料サイクル施設 SA 研究 WG 解説記事 「核燃料サイクル施設における対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法と課題」（日本原子力学会誌, Vol.57, No.5, pp.331-339 (2015)）
- [2] 核燃料サイクル施設 SA 研究 WG 報告書 「核燃料サイクル施設における対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法と課題」 http://www.aesj.or.jp/~recycle/sawg/sawg_report_final.pdf

Yasuhisa Ikeda¹, *Ken Muramatsu²

¹Tokyo Institute of Technology, ²Tokyo City University

再処理・リサイクル部会セッション

「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ フェーズ2 報告」

(2) 廃液の沸騰乾固

(2) Evaporation to Dryness of Waste Solution

再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ

沸騰乾固サブワーキンググループ主担当 吉田 一雄

原子力機構

1. 想定される事故の概要

再処理施設の機器には、放射性物質の崩壊熱により内包する硝酸塩溶液の温度が沸点まで上昇するものがある。このような機器での溶液の沸騰を防止するために種々の対策が講じられているが、敢えてこれらの対策を考慮せず冷却機能が全喪失した状態が継続すると仮定すれば、溶液が沸騰しいずれ乾固する。例えば、高レベル廃液貯槽では溶液の沸騰及び乾固後の脱硝反応に伴い発生する気体（水蒸気、硝酸蒸気あるいは NO_x ガス）とともに貯槽から放出される放射性物質は、貯槽の圧力上昇を防止する目的で設置される廃ガスシールポットから廃ガス処理セル内に流出することが想定される。セルに流出した放射性物質を含む気体は、セル排気系から排気筒放出されるかまたはセルから建屋内へ逆流し建屋排気系から排気筒放出される（図1）。

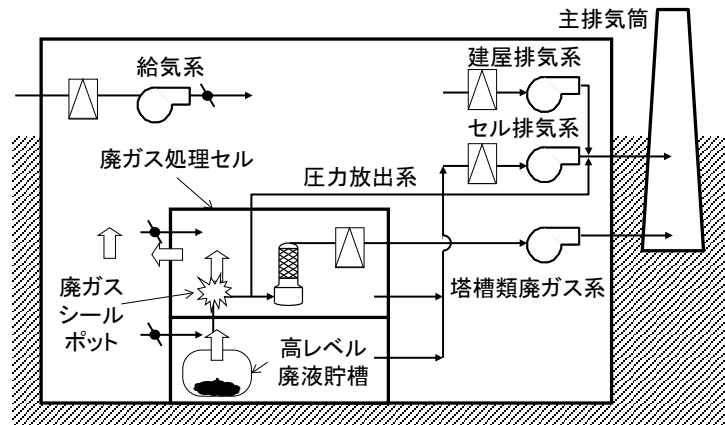


図1 想定される放射性物質の移行経路

2. 検討内容

沸騰が始まると水分が蒸発し廃液が徐々に濃縮され、それにつれて溶液温度は上昇し約 120°C 程度に達し共沸状態となる。この期間（沸騰初期）では、廃液の沸騰で発生した気泡の破裂で生じる飛沫が上向蒸気流に同伴される。主としてこのメカニズムにより放射性物質が気相部へ移行しエアロゾル化（気体中の浮遊する固体あるいは液体の粒子状物質）する。沸騰晩期（共沸状態到達以降の約 $120\sim 160^{\circ}\text{C}$ ）では、溶液中の Ru は揮発性の化学種に変化するので放射性物質の気相部への移行は、飛沫同伴に比べて桁違いに多くなる。乾固後（ 160°C 以上）では、Ru の気化は減少しながらも 180°C 程度まで継続するが、約 400°C までに多くの化学種の硝酸塩の脱硝反応が進み、放射性物質の気相への移行はほぼ終了する。

本発表では、模擬廃液および実廃液を用いた放射性物質の気相への移行に係る基礎的データの取得を目的に実施された実験を調査し、飛沫同伴による放射性物質の気相への移行および Ru の気化による移行に係る基礎的データおよびそれに基づき提案された移行量評価モデルを概観する。さらに、それらのモデルを用いた評価に必要な沸騰時の廃液温度、硝酸濃度等を模擬する計算プログラム、発電用原子炉施設のシビアアクシデント解析コードを用いた再処理施設内でのエアロゾル移行挙動の解析事例についても紹介する。

Kazuo Yoshida

Japan Atomic Energy Agency

再処理・リサイクル部会セッション

「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ フェーズ2 報告」

(3) セル内での有機溶媒火災

(3) Fire of Organic Solvents in Cell

再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ

溶媒火災サブワーキンググループ 主担当 阿部 仁

原子力機構

1. 概要

PUREX 法を用いた再処理では、リン酸トリブチル及びドデカンを用いた溶媒抽出によって、ウラン及びプルトニウムをその他の成分から分離し精製する。現在の商用工場に一般的と考えられる安全対策、網羅的に行われた六ヶ所再処理施設の設計基準事象の選定及び改訂された炉規法の重大事故に関する定義を参考に、検討対象シビアアクシデント(SA)事象の一つとしてセル内有機溶媒火災を取り上げ、影響評価方法に関する現状の整理、課題の把握及び課題解決の方法について、客観的かつ専門的視点から検討を行った。

2. 検討内容

有機溶媒の漏えい、溶媒の引火点以上への加熱及び着火源の存在の 3 条件が成立する場合には、有機溶媒火災とそれに起因した放射性物質の放出及び移行が引き起こされる可能性がある。事故時の影響評価を行うためには、防火ダンパ閉止による窒息消火等の具体的な事故対策による効果も念頭に置きながら、適切なデータやモデルを適用することが重要となる。

セル内有機溶媒火災時の影響評価を行う際に考慮されるべきと考えられる因子の概要を下図に示す。上記 3 条件を鑑みた場合、事故の発生・継続の可能性を検討するためには、有機溶媒の引火・着火点や鎮火条件に係るデータが必要となる。火災時の影響を評価するために考慮すべき因子としては、燃焼有機溶媒からの放射性物質や煤煙等の放出速度や割合等の物質移流ソースターム及び換気系や建屋内での熱流動を計算するための熱流動ソースターム（質量消費速度、質量及びエネルギー放出速度）が考えられる。また、放射性物質の施設内への閉じ込め評価の観点からは、放射性物質や煤煙等の移行経路（換気系や建屋内等）での移行挙動評価や煤煙の目詰まりによる差圧上昇に伴う HEPA フィルタの健全性評価も重要となる。

本発表では、セル内有機溶媒火災時の影響評価を総合的に行う上で必要となると考えられるこれら因子に係るデータやモデルについて、五因子法との関連性も念頭に置きながら調査・整理し、課題の抽出を試みた結果について報告する。

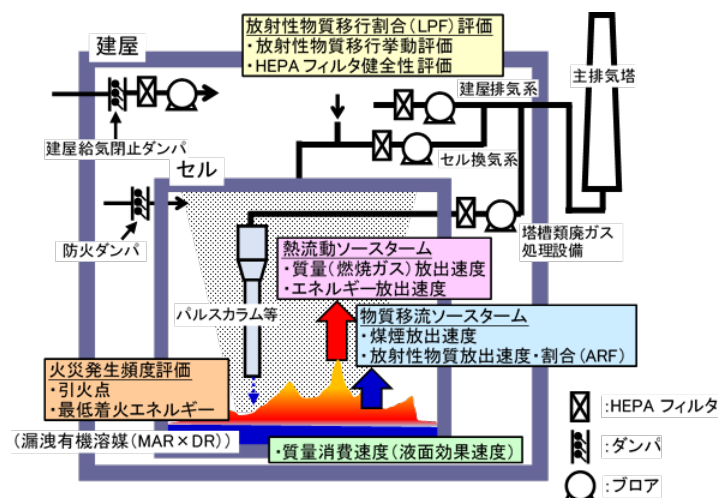


図 セル内有機溶媒火災時の放射性物質放出量評価において考慮される評価項目の概要

Hitoshi Abe

Japan Atomic Energy Agency

再処理・リサイクル部会セッション

「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ フェーズ2 報告」

(4) 臨界事故

(4) Criticality Accident

再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ

臨界事故サブワーキンググループ主担当 山根 祐一

原子力機構

1. 概要

再処理施設には多様なプロセスがあり、固体状や粉末状、沸騰状態もしくは沸騰していない液体など、さまざまな形態の核燃料物質を取り扱うため、想定されうる臨界事故の形態も幅広い。国内の施設では臨界事故を防止するための設計や管理方法が採用されており、設計基準事象及び立地評価事故としての影響評価も行われている。シビアアクシデント（SA）事象として臨界事故の影響評価を行う上で理解しておくべき、臨界事故の特徴、施設の設計や管理方法、シナリオ選定及び具体的な影響評価手法と残された課題について調査・検討を行った。

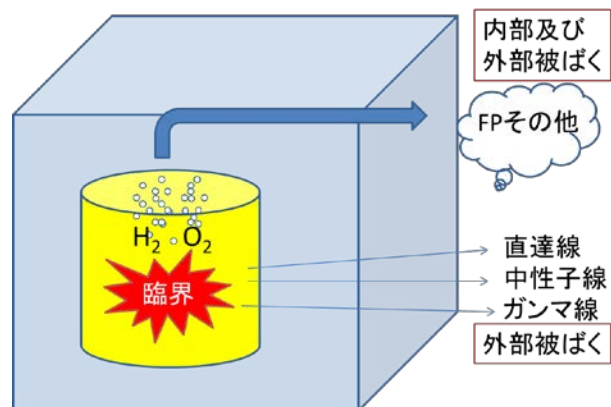
2. 検討内容

報告されているプロセス上の臨界事故のほとんどが溶液系で生じている。米国 ICPP の臨界事故（1959）では硝酸ウラニル水溶液の沸騰が継続したために 4×10^{19} という過去最大の核分裂数が生じた。

考慮すべき特徴としては、設計基準事象として多重防護（発生防止、拡大抑制、影響緩和）の有効性が検討されており、①SA としての臨界の想定には、設計基準を超える状態の想定が必要であること、②ソースタームとなる核種（希ガス、FP 核種）が核分裂により生成されるため、その総量が予め決まっていない（核分裂数に依存する）こと、③放射性物質の飛散による被ばくに加えて、直達線（核分裂で生じる放射線）による（主に従業員の）被ばくを考慮する必要があること、④放射線分解ガスとして水素及び酸素のガスが発生することなどが挙げられる。

国内施設の例として六ヶ所再処理施設では、臨界事故防止対策の類似性、換言すればそれが損なわれた場合の事故形態の類似性から、臨界安全の対象を大きく3つのグループに分類している。設計と運転管理における十分な臨界防止措置により臨界事故の発生の可能性を極力小さくしているが、周辺公衆への影響を評価するために設計基準事象として溶解槽の臨界事故を想定している。設計基準事象より低い発生頻度のシビアアクシデントのシナリオを決定論的に検討する場合、多重故障を想定することなどが考えられるが、無制限に極低頻度の事象を取り扱うことはリスクの視点を失うこととなり、グレーデッドアプローチとの整合性が課題となる。

本発表では、臨界事故の影響評価で五因子法を用いる場合について、MAR（影響を受ける物質の量）を炉物理分野の知見に基づいて評価し、その他の因子は、DOE ハンドブック等により評価する方法等を説明する。短半減期核種や移行中にガス状からエアロゾル状に変化する核種等の取り扱いが今後の課題である。



Yuichi Yamane

Japan Atomic Energy Agency

再処理・リサイクル部会セッション

「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ フェーズ2 報告」

(5) 放射線分解水素の爆発

(5) Explosion of Hydrogen Generated by Radiolysis

再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ

水素爆発サブワーキンググループ主担当 石尾 貴宏

日本原燃

1. 概要

本報告では、検討対象シビアアクシデント(SA)事象の一つとして、「放射線分解水素の爆発」を取り上げ、影響評価に必要なデータ、試験研究などを調査した結果及び課題などについて報告する。

2. 検討内容

再処理施設において、放射線分解により水素が発生する可能性のある機器については、蓄積防止のために圧縮空気で機器内の水素を掃気している。しかし、この掃気機能が喪失して水素が爆発下限濃度(4 vol%)以上に達し、さらに着火源が存在すると、水素爆発が発生する恐れがある(右図参照)。

水素爆発における事故の進展は、大きく「(1)水素掃気機能から爆発濃度までの上昇」、「(2)水素爆発」、「(3)水素爆発による影響」の3つに分けられる。

特に(1)の爆発下限濃度に至るまでの時間余裕の評価には、水素発生量算出に用いる水素 G 値を適切に設定する必要がある。そこで、過去の調査状況も踏まえて、最新の研究状況を調査し、そこから得られる課題を抽出した。また、(3)については、放射性物質の放出量を評価することが重要であり、その手法として「五因子法」を用いることが一般的であることが分かった。「五因子法」では、引用するデータの実験条件と実機の条件を比較して、可能な限り過度な保守性を排除して、適切に設定することが重要である。そこで、放出量評価に特に大きく影響を与える ARF(気相への移行割合)、LPF(放出経路での低減割合)について、既存の知見及び最新研究状況を調査し、そこから得られる課題を抽出した。

本発表では、放射線分解の水素爆発時における影響評価を総合的に行う上で必要となると考えられるこれら因子に係るデータやモデルについて、五因子法との関連性も念頭に置きながら調査・整理し、課題の抽出を試みた結果について紹介する。

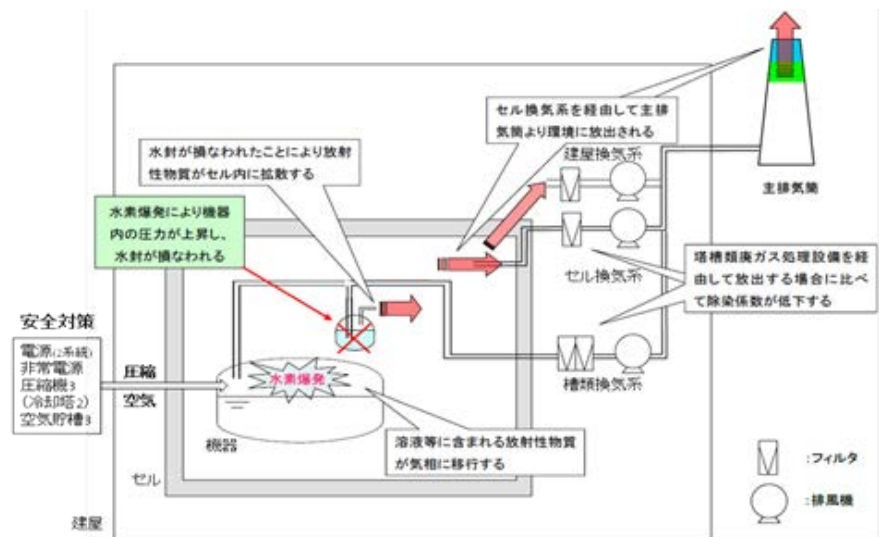


図 水素爆発事象と放射性物質放出経路

Takahiro Ishio

Japan Nuclear Fuel Limited

(Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room H)

[PL1H06] General Discussion

本ワーキンググループでは、“設計基準事故の想定を超える条件で発生し、その判断基準を超えて大きい影響をもたらす事故”（シビアアクシデント）のうち、対応を検討すべきものを選定するための判断基準等について調査検討した（フェーズ1）。

フェーズ2では、世界的にも前例の少ない再処理施設のシビアアクシデント条件での影響評価に重点を置いて体系的に調査検討・整理した。本発表では、想定しうる沸騰乾固、有機溶媒火災、臨界、水素爆発影響評価方法に関する現状の整理、課題の把握及び課題解決の方法について報告する。国内外の再処理施設の継続的安全向上活動等における影響評価技術を理解する上で参考になれば幸いである。

[PL1J] Important role of AESJ standards for RIDM (risk informed decision making) for continuous safety improvement

学会標準の果たす役割

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[PL1J01] Concept for safety improvement

*Koji Okamoto¹ (1.Univ. of Tokyo)

[PL1J02] Process of risk governance

*Akira Yamaguchi¹ (1.Univ. of Tokyo)

[PL1J03] Plan for revising the implementation standard on use of risk information

*Yoshiyuki Narumiya¹ (1.KEPCO)

[PL1J04] Quality of PRA for RIDM

*Seiichi Koshizuka¹ (1.Univ. of Tokyo)

標準委員会セッション1（リスク専門部会・システム安全専門部会）

リスクをどのように活用し安全性向上につなげるか
～学会標準の果たす役割～

Proposed Approaches to Utilize Risk Information for Further Safety Improvements

- Roles of AESJ Standards in Promoting Risk-Informed Approaches -

*岡本 孝司¹, *山口 彰¹, *成宮 祥介², *越塚 誠一¹¹ 東京大学, ² 関西電力株式会社

1. はじめに

リスク情報を、原子力発電所の安全設計や運用管理などに用いて、合理的な意思決定を行うことは、事業者はもちろん規制、製造者など広く対象となる事柄である。東日本大震災の前には、原子力安全委員会、原子力安全・保安院からリスク情報活用にかかる基本的な考え方が示されたり、安全目標、性能目標が議論され制定されたり、事業者も交えたリスクを活用する策についての議論が行われたり、原子力学会でもリスク情報活用実施基準が制定され、リスク活用の推進のために各組織が行うべきことを明記した技術レポートが発行されたり、多様な取り組みがなされていた。

しかし、震災でリスク活用の取り組みは、一旦、停止しているが、将来にわたり原子力発電所の安全確保を維持していき、種々の脅威や問題に対して安全の維持を続けていくためには、リスク評価とそこからの情報の扱いを前向きに捉えて取り組む必要がある。

原子力学会標準委員会では、今まで確率論的リスク評価（PRA）の標準を各種制定し、安全性向上の考え方の技術レポートの発行、そしてリスクの理解を狙った講習会やテキストの発行などを通じて、リスク評価と活用のための技術基盤整備を行ってきた。これは、規制委員会がリスクを基にした新規制基準により安全審査を行っていること、事業者が新規制基準に基づき、安全対策を行い評価していること、に貢献している。

ただ、将来にわたり安全確保への取り組みを継続していくためには、リスクをどのようにみるか、どう判断してどのように活用するか、などをガイダンスするものが必要である。これに対して、これまでに標準委員会は、リスク活用に係る実施基準や技術レポートなどを発行してきたが、今後様々な実務に適用するためにはより具体的な標準の策定を進めることとしている。その検討開始にあたり、リスク情報活用の目的、意義、仕組み、手法、事例などについて、あらためて整理を行う。

本セッションでは、次の4つの視点からの議論を行う。

- 安全性向上の継続
- リスクガバナンスプロセス
- リスク活用の標準
- リスク活用に必要な PRA 品質

2. 安全性向上の継続

リスク情報を活用し安全性向上をはかっていく上での根本的、かつ代表的な思想として、「Defence-in-Depth」（深

*Koji Okamoto¹, *Akira Yamaguchi¹, *Yoshiyuki Narumiya² and *Seiichi Koshizuka¹

¹The University of Tokyo, ²The Kansai Electric Power Co., Inc.

層防護)、「Graded Approach」(重要度による意思決定)、「Continuous Improvement」(継続的改善)がある。これらの異なった複数の次元の考え方を、リスク低減のための具体的な活動に反映していく事が重要である。この内でも特に継続的改善は、設計や製作、さらには運転保守、廃止のライフサイクル全てにわたり、基本となる考え方の代表的なものである。原子力発電所は、特に事故時の影響が甚大となる可能性がある。この事からも、それまでの努力で達成されていることに甘んじることなく、安全性向上の継続的改善を進めることが必須であり、また、発電所を構成するすべての組織、人材が自ら継続的改善を行う事が必要となる。

安全性向上の継続的改善の具体的なプロセスは、下記のようにまとめられる。

- 1) 発電所の総合的リスクに関連する情報を収集する。
- 2) 情報に対して、リスクを物差しとして分析を行う。
- 3) 分析結果をもとに総合的リスク低減を評価し重要度分類を行う。
- 4) 是正措置の実施と監視を行う。

継続的改善を行うための具体的方法(ツール)には様々なものがある。これらの多様な視点をもつ複数のツールを用いることによって、原子力発電所の安全が担保されることにつながる。それぞれのツールを組み合わせ、上記の1)~4)のプロセスを繰り返し、継続的改善を進めて行く事が必須である。ツールはそれぞれ目的が異なるが、利用する情報や評価は共通に利用する事もできる。

総合的リスク低減のための4つの重要なツールを、以下に示す。

- ① 発電所の実力評価のためのツール
- ② 発電所の管理状況評価のためのツール
- ③ 発電所の将来のリスクの芽を摘むためのツール
- ④ 発電所のリスクを考え続けるためのツール

3. リスクガバナンスプロセス

リスク情報の活用は、適切なリスクガバナンスを構築して実行することにより、その有効性が増すものである。適切なリスクガバナンスは、リーダーシップに牽引され、体系化されたリスクマネジメントを継続的に実施していくことで達成することができる。

このように体系化されたリスクガバナンスプロセスでは、一般的には、ステークホルダー含めた多方向のコミュニケーションを取りながら、以下に示すリスク評価のステップにつき、PDCA (Plan-Do-Check-Act) サイクルを回していくこととなる。

- 1) プレ・アセスメント
- 2) リスク評価
- 3) リスクの特徴づけ／判断
- 4) リスクマネジメント／意志決定

ここで、4)リスクマネジメント／意志決定のステップにおいては、何らかのリスク管理目標を設定して、少なくとも自主的かつ継続的な安全性向上に繋がる取り組みを行っていく必要がある。さらには、単純に規制基準を超える取り組みを目指すだけでなく、安全目標に対して自らの取組を評価するとともに、その妥当性についてリスク情報を活用し規制当局とも意見交換を行いながら更なる安全性向上を目指すというリスクガバナンスの枠組みを確立することも重要である。

4. リスク活用の標準

リスク情報活用の目的は、原子力発電所における安全確保活動の合理性・説明性を向上させるとともに、効率的な原子力発電所運営を実現させることにあり、これにより、原子力発電所運営における安全性の向上及び経済性の

向上に寄与することが期待されるものである。

“原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準：2010”^[1]（以降、「リスク情報活用 2010 実施基準」）は、リスク情報を PRA によって得られる情報と捉えて、2006 年 4 月に原子力安全・保安院で制定された“原子力発電所の安全規制への「リスク情報活用の基本ガイドライン（試行版）」^[2]の基本原則、及び、“原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）」^[3]の基本的な要求事項を踏まえて、原子力発電所の安全確保活動のうち電気事業者が実施する運転・保守管理の変更においてリスク情報を活用して意思決定する場合に用いる、各活用分野に共通した要件と要件を満たす具体的方法を規定したものであった。この実施基準は、PRA 手法標準に従った品質を有する PRA により得られたリスク情報を、原子力発電所の安全確保活動に活用する際に用いることに対して有用なものであったものの、制定から 5 年以上が経過した現在に至るまで、本実施基準を直接的に適用する活用を行う機会はないという状況にある。一方で、2013 年 12 月に原子力規制委員会により、新たに安全性向上評価制度が導入され、その制度において、事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められている。加えて、事業者においては、リスク情報を活用して自主的に安全性向上を進めていくことを指向している現状にある。

この状況を踏まえ、震災以降、リスク情報活用の実務への適用を具体化しているニーズが高まっていることから、事業者の自主的な安全性向上を含めた安全設計や安全管理などへリスク活用を行う上での、具体的な基準及び実施方法を規定する標準を、「リスク情報活用 2010 実施基準」を踏まえた上で検討していくことが求められている。この検討においては、リスク専門部会とシステム安全専門部会で、分担・協働して標準を検討することとしている。

5. リスク活用に必要な PRA 品質

PRA の有効性が認識され、その活用を進めていくには、PRA に関する品質確保がより重要な課題となってくる。「リスク情報活用 2010 実施基準」において、リスク情報を活用する上での評価に使用する PRA に関する品質として、以下の要求事項を規定している。

- 1) 対象機器のモデル化の妥当性
- 2) PRA モデルおよびパラメータなどの妥当性
- 3) PRA の評価結果の妥当性

この内の 2)については、評価に使用する PRA 手法標準を適用してその適合性を確認することが基本となる。

また、PRA 手法の品質を確保する上で特に重要な活動として、品質保証活動、専門家判断の活用、及び、ピアレビューがある。これらについては、個々の PRA 手法標準で個別に規定するのではなく、全般的、共通的な要件を“原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準：2013”^[4]（以降、「PRA 品質確保 2013 実施基準」）にまとめ、発行している。

4. に示すリスク活用標準の検討とあわせて、リスク情報を活用する上での PRA に関する品質の要件、及び、PRA 手法の品質を確保する上での全般的、共通的な要件の再検討を行っていくこととしている。

参考文献

- [1] 原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準：2010、社団法人原子力学会、2010 年 10 月
- [2] 原子力発電所の安全規制への「リスク情報」活用の基本ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
- [3] 原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
- [4] 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準：2013、一般社団法人原子力学会、2014 年 5 月

標準委員会セッション1（リスク専門部会・システム安全専門部会）

リスクをどのように活用し安全性向上につなげるか
～学会標準の果たす役割～

Proposed Approaches to Utilize Risk Information for Further Safety Improvements

- Roles of AESJ Standards in Promoting Risk-Informed Approaches -

*岡本 孝司¹, *山口 彰¹, *成宮 祥介², *越塚 誠一¹¹ 東京大学, ² 関西電力株式会社

1. はじめに

リスク情報を、原子力発電所の安全設計や運用管理などに用いて、合理的な意思決定を行うことは、事業者はもちろん規制、製造者など広く対象となる事柄である。東日本大震災の前には、原子力安全委員会、原子力安全・保安院からリスク情報活用にかかる基本的な考え方が示されたり、安全目標、性能目標が議論され制定されたり、事業者も交えたリスクを活用する策についての議論が行われたり、原子力学会でもリスク情報活用実施基準が制定され、リスク活用の推進のために各組織が行うべきことを明記した技術レポートが発行されたり、多様な取り組みがなされていた。

しかし、震災でリスク活用の取り組みは、一旦、停止しているが、将来にわたり原子力発電所の安全確保を維持していき、種々の脅威や問題に対して安全の維持を続けていくためには、リスク評価とそこからの情報の扱いを前向きに捉えて取り組む必要がある。

原子力学会標準委員会では、今まで確率論的リスク評価（PRA）の標準を各種制定し、安全性向上の考え方の技術レポートの発行、そしてリスクの理解を狙った講習会やテキストの発行などを通じて、リスク評価と活用のための技術基盤整備を行ってきた。これは、規制委員会がリスクを基にした新規制基準により安全審査を行っていること、事業者が新規制基準に基づき、安全対策を行い評価していること、に貢献している。

ただ、将来にわたり安全確保への取り組みを継続していくためには、リスクをどのようにみるか、どう判断してどのように活用するか、などをガイダンスするものが必要である。これに対して、これまでに標準委員会は、リスク活用に係る実施基準や技術レポートなどを発行してきたが、今後様々な実務に適用するためにはより具体的な標準の策定を進めることとしている。その検討開始にあたり、リスク情報活用の目的、意義、仕組み、手法、事例などについて、あらためて整理を行う。

本セッションでは、次の4つの視点からの議論を行う。

- 安全性向上の継続
- リスクガバナンスプロセス
- リスク活用の標準
- リスク活用に必要な PRA 品質

2. 安全性向上の継続

リスク情報を活用し安全性向上をはかっていく上での根本的、かつ代表的な思想として、「Defence-in-Depth」（深

*Koji Okamoto¹, *Akira Yamaguchi¹, *Yoshiyuki Narumiya² and *Seiichi Koshizuka¹

¹The University of Tokyo, ²The Kansai Electric Power Co., Inc.

層防護)、「Graded Approach」(重要度による意思決定)、「Continuous Improvement」(継続的改善)がある。これらの異なった複数の次元の考え方を、リスク低減のための具体的な活動に反映していく事が重要である。この内でも特に継続的改善は、設計や製作、さらには運転保守、廃止のライフサイクル全てにわたり、基本となる考え方の代表的なものである。原子力発電所は、特に事故時の影響が甚大となる可能性がある。この事からも、それまでの努力で達成されていることに甘んじることなく、安全性向上の継続的改善を進めることが必須であり、また、発電所を構成するすべての組織、人材が自ら継続的改善を行う事が必要となる。

安全性向上の継続的改善の具体的なプロセスは、下記のようにまとめられる。

- 1) 発電所の総合的リスクに関連する情報を収集する。
- 2) 情報に対して、リスクを物差しとして分析を行う。
- 3) 分析結果をもとに総合的リスク低減を評価し重要度分類を行う。
- 4) 是正措置の実施と監視を行う。

継続的改善を行うための具体的方法(ツール)には様々なものがある。これらの多様な視点をもつ複数のツールを用いることによって、原子力発電所の安全が担保されることにつながる。それぞれのツールを組み合わせ、上記の1)~4)のプロセスを繰り返し、継続的改善を進めて行く事が必須である。ツールはそれぞれ目的が異なるが、利用する情報や評価は共通に利用する事もできる。

総合的リスク低減のための4つの重要なツールを、以下に示す。

- ① 発電所の実力評価のためのツール
- ② 発電所の管理状況評価のためのツール
- ③ 発電所の将来のリスクの芽を摘むためのツール
- ④ 発電所のリスクを考え続けるためのツール

3. リスクガバナンスプロセス

リスク情報の活用は、適切なリスクガバナンスを構築して実行することにより、その有効性が増すものである。適切なリスクガバナンスは、リーダーシップに牽引され、体系化されたリスクマネジメントを継続的に実施していくことで達成することができる。

このように体系化されたリスクガバナンスプロセスでは、一般的には、ステークホルダー含めた多方向のコミュニケーションを取りながら、以下に示すリスク評価のステップにつき、PDCA (Plan-Do-Check-Act) サイクルを回していくこととなる。

- 1) プレ・アセスメント
- 2) リスク評価
- 3) リスクの特徴づけ／判断
- 4) リスクマネジメント／意志決定

ここで、4)リスクマネジメント／意志決定のステップにおいては、何らかのリスク管理目標を設定して、少なくとも自主的かつ継続的な安全性向上に繋がる取り組みを行っていく必要がある。さらには、単純に規制基準を超える取り組みを目指すだけでなく、安全目標に対して自らの取組を評価するとともに、その妥当性についてリスク情報を活用し規制当局とも意見交換を行いながら更なる安全性向上を目指すというリスクガバナンスの枠組みを確立することも重要である。

4. リスク活用の標準

リスク情報活用の目的は、原子力発電所における安全確保活動の合理性・説明性を向上させるとともに、効率的な原子力発電所運営を実現させることにあり、これにより、原子力発電所運営における安全性の向上及び経済性の

向上に寄与することが期待されるものである。

“原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準：2010”^[1]（以降、「リスク情報活用 2010 実施基準」）は、リスク情報を PRA によって得られる情報と捉えて、2006 年 4 月に原子力安全・保安院で制定された“原子力発電所の安全規制への「リスク情報活用の基本ガイドライン（試行版）」^[2]の基本原則、及び、“原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）」^[3]の基本的な要求事項を踏まえて、原子力発電所の安全確保活動のうち電気事業者が実施する運転・保守管理の変更においてリスク情報を活用して意思決定する場合に用いる、各活用分野に共通した要件と要件を満たす具体的方法を規定したものであった。この実施基準は、PRA 手法標準に従った品質を有する PRA により得られたリスク情報を、原子力発電所の安全確保活動に活用する際に用いることに対して有用なものであったものの、制定から 5 年以上が経過した現在に至るまで、本実施基準を直接的に適用する活用を行う機会はないという状況にある。一方で、2013 年 12 月に原子力規制委員会により、新たに安全性向上評価制度が導入され、その制度において、事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められている。加えて、事業者においては、リスク情報を活用して自主的に安全性向上を進めていくことを指向している現状にある。

この状況を踏まえ、震災以降、リスク情報活用の実務への適用を具体化しているニーズが高まっていることから、事業者の自主的な安全性向上を含めた安全設計や安全管理などへリスク活用を行う上での、具体的な基準及び実施方法を規定する標準を、「リスク情報活用 2010 実施基準」を踏まえた上で検討していくことが求められている。この検討においては、リスク専門部会とシステム安全専門部会で、分担・協働して標準を検討することとしている。

5. リスク活用に必要な PRA 品質

PRA の有効性が認識され、その活用を進めていくには、PRA に関する品質確保がより重要な課題となってくる。「リスク情報活用 2010 実施基準」において、リスク情報を活用する上での評価に使用する PRA に関する品質として、以下の要求事項を規定している。

- 1) 対象機器のモデル化の妥当性
- 2) PRA モデルおよびパラメータなどの妥当性
- 3) PRA の評価結果の妥当性

この内の 2)については、評価に使用する PRA 手法標準を適用してその適合性を確認することが基本となる。

また、PRA 手法の品質を確保する上で特に重要な活動として、品質保証活動、専門家判断の活用、及び、ピアレビューがある。これらについては、個々の PRA 手法標準で個別に規定するのではなく、全般的、共通的な要件を“原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準：2013”^[4]（以降、「PRA 品質確保 2013 実施基準」）にまとめ、発行している。

4. に示すリスク活用標準の検討とあわせて、リスク情報を活用する上での PRA に関する品質の要件、及び、PRA 手法の品質を確保する上での全般的、共通的な要件の再検討を行っていくこととしている。

参考文献

- [1] 原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準：2010、社団法人原子力学会、2010 年 10 月
- [2] 原子力発電所の安全規制への「リスク情報」活用の基本ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
- [3] 原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
- [4] 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準：2013、一般社団法人原子力学会、2014 年 5 月

標準委員会セッション1（リスク専門部会・システム安全専門部会）

リスクをどのように活用し安全性向上につなげるか
～学会標準の果たす役割～

Proposed Approaches to Utilize Risk Information for Further Safety Improvements

- Roles of AESJ Standards in Promoting Risk-Informed Approaches -

*岡本 孝司¹, *山口 彰¹, *成宮 祥介², *越塚 誠一¹¹ 東京大学, ² 関西電力株式会社

1. はじめに

リスク情報を、原子力発電所の安全設計や運用管理などに用いて、合理的な意思決定を行うことは、事業者はもちろん規制、製造者など広く対象となる事柄である。東日本大震災の前には、原子力安全委員会、原子力安全・保安院からリスク情報活用にかかる基本的な考え方が示されたり、安全目標、性能目標が議論され制定されたり、事業者も交えたリスクを活用する策についての議論が行われたり、原子力学会でもリスク情報活用実施基準が制定され、リスク活用の推進のために各組織が行うべきことを明記した技術レポートが発行されたり、多様な取り組みがなされていた。

しかし、震災でリスク活用の取り組みは、一旦、停止しているが、将来にわたり原子力発電所の安全確保を維持していき、種々の脅威や問題に対して安全の維持を続けていくためには、リスク評価とそこからの情報の扱いを前向きに捉えて取り組む必要がある。

原子力学会標準委員会では、今まで確率論的リスク評価（PRA）の標準を各種制定し、安全性向上の考え方の技術レポートの発行、そしてリスクの理解を狙った講習会やテキストの発行などを通じて、リスク評価と活用のための技術基盤整備を行ってきた。これは、規制委員会がリスクを基にした新規制基準により安全審査を行っていること、事業者が新規制基準に基づき、安全対策を行い評価していること、に貢献している。

ただ、将来にわたり安全確保への取り組みを継続していくためには、リスクをどのようにみるか、どう判断してどのように活用するか、などをガイダンスするものが必要である。これに対して、これまでに標準委員会は、リスク活用に係る実施基準や技術レポートなどを発行してきたが、今後様々な実務に適用するためにはより具体的な標準の策定を進めることとしている。その検討開始にあたり、リスク情報活用の目的、意義、仕組み、手法、事例などについて、あらためて整理を行う。

本セッションでは、次の4つの視点からの議論を行う。

- 安全性向上の継続
- リスクガバナンスプロセス
- リスク活用の標準
- リスク活用に必要な PRA 品質

2. 安全性向上の継続

リスク情報を活用し安全性向上をはかっていく上での根本的、かつ代表的な思想として、「Defence-in-Depth」（深

*Koji Okamoto¹, *Akira Yamaguchi¹, *Yoshiyuki Narumiya² and *Seiichi Koshizuka¹

¹The University of Tokyo, ²The Kansai Electric Power Co., Inc.

層防護)、「Graded Approach」(重要度による意思決定)、「Continuous Improvement」(継続的改善)がある。これらの異なった複数の次元の考え方を、リスク低減のための具体的な活動に反映していく事が重要である。この内でも特に継続的改善は、設計や製作、さらには運転保守、廃止のライフサイクル全てにわたり、基本となる考え方の代表的なものである。原子力発電所は、特に事故時の影響が甚大となる可能性がある。この事からも、それまでの努力で達成されていることに甘んじることなく、安全性向上の継続的改善を進めることが必須であり、また、発電所を構成するすべての組織、人材が自ら継続的改善を行う事が必要となる。

安全性向上の継続的改善の具体的なプロセスは、下記のようにまとめられる。

- 1) 発電所の総合的リスクに関連する情報を収集する。
- 2) 情報に対して、リスクを物差しとして分析を行う。
- 3) 分析結果をもとに総合的リスク低減を評価し重要度分類を行う。
- 4) 是正措置の実施と監視を行う。

継続的改善を行うための具体的方法(ツール)には様々なものがある。これらの多様な視点をもつ複数のツールを用いることによって、原子力発電所の安全が担保されることにつながる。それぞれのツールを組み合わせ、上記の1)~4)のプロセスを繰り返し、継続的改善を進めて行く事が必須である。ツールはそれぞれ目的が異なるが、利用する情報や評価は共通に利用する事もできる。

総合的リスク低減のための4つの重要なツールを、以下に示す。

- ① 発電所の実力評価のためのツール
- ② 発電所の管理状況評価のためのツール
- ③ 発電所の将来のリスクの芽を摘むためのツール
- ④ 発電所のリスクを考え続けるためのツール

3. リスクガバナンスプロセス

リスク情報の活用は、適切なリスクガバナンスを構築して実行することにより、その有効性が増すものである。適切なリスクガバナンスは、リーダーシップに牽引され、体系化されたリスクマネジメントを継続的に実施していくことで達成することができる。

このように体系化されたリスクガバナンスプロセスでは、一般的には、ステークホルダー含めた多方向のコミュニケーションを取りながら、以下に示すリスク評価のステップにつき、PDCA (Plan-Do-Check-Act) サイクルを回していくこととなる。

- 1) プレ・アセスメント
- 2) リスク評価
- 3) リスクの特徴づけ／判断
- 4) リスクマネジメント／意志決定

ここで、4)リスクマネジメント／意志決定のステップにおいては、何らかのリスク管理目標を設定して、少なくとも自主的かつ継続的な安全性向上に繋がる取り組みを行っていく必要がある。さらには、単純に規制基準を超える取り組みを目指すだけでなく、安全目標に対して自らの取組を評価するとともに、その妥当性についてリスク情報を活用し規制当局とも意見交換を行いながら更なる安全性向上を目指すというリスクガバナンスの枠組みを確立することも重要である。

4. リスク活用の標準

リスク情報活用の目的は、原子力発電所における安全確保活動の合理性・説明性を向上させるとともに、効率的な原子力発電所運営を実現させることにあり、これにより、原子力発電所運営における安全性の向上及び経済性の

向上に寄与することが期待されるものである。

“原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準：2010”^[1]（以降、「リスク情報活用 2010 実施基準」）は、リスク情報を PRA によって得られる情報と捉えて、2006 年 4 月に原子力安全・保安院で制定された“原子力発電所の安全規制への「リスク情報活用の基本ガイドライン（試行版）」^[2]の基本原則、及び、“原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）」^[3]の基本的な要求事項を踏まえて、原子力発電所の安全確保活動のうち電気事業者が実施する運転・保守管理の変更においてリスク情報を活用して意思決定する場合に用いる、各活用分野に共通した要件と要件を満たす具体的方法を規定したものであった。この実施基準は、PRA 手法標準に従った品質を有する PRA により得られたリスク情報を、原子力発電所の安全確保活動に活用する際に用いることに対して有用なものであったものの、制定から 5 年以上が経過した現在に至るまで、本実施基準を直接的に適用する活用を行う機会はないという状況にある。一方で、2013 年 12 月に原子力規制委員会により、新たに安全性向上評価制度が導入され、その制度において、事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められている。加えて、事業者においては、リスク情報を活用して自主的に安全性向上を進めていくことを指向している現状にある。

この状況を踏まえ、震災以降、リスク情報活用の実務への適用を具体化しているニーズが高まっていることから、事業者の自主的な安全性向上を含めた安全設計や安全管理などへリスク活用を行う上での、具体的な基準及び実施方法を規定する標準を、「リスク情報活用 2010 実施基準」を踏まえた上で検討していくことが求められている。この検討においては、リスク専門部会とシステム安全専門部会で、分担・協働して標準を検討することとしている。

5. リスク活用に必要な PRA 品質

PRA の有効性が認識され、その活用を進めていくには、PRA に関する品質確保がより重要な課題となってくる。「リスク情報活用 2010 実施基準」において、リスク情報を活用する上での評価に使用する PRA に関する品質として、以下の要求事項を規定している。

- 1) 対象機器のモデル化の妥当性
- 2) PRA モデルおよびパラメータなどの妥当性
- 3) PRA の評価結果の妥当性

この内の 2)については、評価に使用する PRA 手法標準を適用してその適合性を確認することが基本となる。

また、PRA 手法の品質を確保する上で特に重要な活動として、品質保証活動、専門家判断の活用、及び、ピアレビューがある。これらについては、個々の PRA 手法標準で個別に規定するのではなく、全般的、共通的な要件を“原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準：2013”^[4]（以降、「PRA 品質確保 2013 実施基準」）にまとめ、発行している。

4. に示すリスク活用標準の検討とあわせて、リスク情報を活用する上での PRA に関する品質の要件、及び、PRA 手法の品質を確保する上での全般的、共通的な要件の再検討を行っていくこととしている。

参考文献

- [1] 原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準：2010、社団法人原子力学会、2010 年 10 月
- [2] 原子力発電所の安全規制への「リスク情報」活用の基本ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
- [3] 原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
- [4] 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準：2013、一般社団法人原子力学会、2014 年 5 月

標準委員会セッション1（リスク専門部会・システム安全専門部会）

リスクをどのように活用し安全性向上につなげるか
～学会標準の果たす役割～

Proposed Approaches to Utilize Risk Information for Further Safety Improvements

- Roles of AESJ Standards in Promoting Risk-Informed Approaches -

*岡本 孝司¹, *山口 彰¹, *成宮 祥介², *越塚 誠一¹¹ 東京大学, ² 関西電力株式会社

1. はじめに

リスク情報を、原子力発電所の安全設計や運用管理などに用いて、合理的な意思決定を行うことは、事業者はもちろん規制、製造者など広く対象となる事柄である。東日本大震災の前には、原子力安全委員会、原子力安全・保安院からリスク情報活用にかかる基本的な考え方が示されたり、安全目標、性能目標が議論され制定されたり、事業者も交えたリスクを活用する策についての議論が行われたり、原子力学会でもリスク情報活用実施基準が制定され、リスク活用の推進のために各組織が行うべきことを明記した技術レポートが発行されたり、多様な取り組みがなされていた。

しかし、震災でリスク活用の取り組みは、一旦、停止しているが、将来にわたり原子力発電所の安全確保を維持していき、種々の脅威や問題に対して安全の維持を続けていくためには、リスク評価とそこからの情報の扱いを前向きに捉えて取り組む必要がある。

原子力学会標準委員会では、今まで確率論的リスク評価（PRA）の標準を各種制定し、安全性向上の考え方の技術レポートの発行、そしてリスクの理解を狙った講習会やテキストの発行などを通じて、リスク評価と活用のための技術基盤整備を行ってきた。これは、規制委員会がリスクを基にした新規制基準により安全審査を行っていること、事業者が新規制基準に基づき、安全対策を行い評価していること、に貢献している。

ただ、将来にわたり安全確保への取り組みを継続していくためには、リスクをどのようにみるか、どう判断してどのように活用するか、などをガイダンスするものが必要である。これに対して、これまでに標準委員会は、リスク活用に係る実施基準や技術レポートなどを発行してきたが、今後様々な実務に適用するためにはより具体的な標準の策定を進めることとしている。その検討開始にあたり、リスク情報活用の目的、意義、仕組み、手法、事例などについて、あらためて整理を行う。

本セッションでは、次の4つの視点からの議論を行う。

- 安全性向上の継続
- リスクガバナンスプロセス
- リスク活用の標準
- リスク活用に必要な PRA 品質

2. 安全性向上の継続

リスク情報を活用し安全性向上をはかっていく上での根本的、かつ代表的な思想として、「Defence-in-Depth」（深

*Koji Okamoto¹, *Akira Yamaguchi¹, *Yoshiyuki Narumiya² and *Seiichi Koshizuka¹

¹The University of Tokyo, ²The Kansai Electric Power Co., Inc.

層防護)、「Graded Approach」(重要度による意思決定)、「Continuous Improvement」(継続的改善)がある。これらの異なった複数の次元の考え方を、リスク低減のための具体的な活動に反映していく事が重要である。この内でも特に継続的改善は、設計や製作、さらには運転保守、廃止のライフサイクル全てにわたり、基本となる考え方の代表的なものである。原子力発電所は、特に事故時の影響が甚大となる可能性がある。この事からも、それまでの努力で達成されていることに甘んじることなく、安全性向上の継続的改善を進めることが必須であり、また、発電所を構成するすべての組織、人材が自ら継続的改善を行う事が必要となる。

安全性向上の継続的改善の具体的なプロセスは、下記のようにまとめられる。

- 1) 発電所の総合的リスクに関連する情報を収集する。
- 2) 情報に対して、リスクを物差しとして分析を行う。
- 3) 分析結果をもとに総合的リスク低減を評価し重要度分類を行う。
- 4) 是正措置の実施と監視を行う。

継続的改善を行うための具体的方法(ツール)には様々なものがある。これらの多様な視点をもつ複数のツールを用いることによって、原子力発電所の安全が担保されることにつながる。それぞれのツールを組み合わせ、上記の1)~4)のプロセスを繰り返し、継続的改善を進めて行く事が必須である。ツールはそれぞれ目的が異なるが、利用する情報や評価は共通に利用する事もできる。

総合的リスク低減のための4つの重要なツールを、以下に示す。

- ① 発電所の実力評価のためのツール
- ② 発電所の管理状況評価のためのツール
- ③ 発電所の将来のリスクの芽を摘むためのツール
- ④ 発電所のリスクを考え続けるためのツール

3. リスクガバナンスプロセス

リスク情報の活用は、適切なリスクガバナンスを構築して実行することにより、その有効性が増すものである。適切なリスクガバナンスは、リーダーシップに牽引され、体系化されたリスクマネジメントを継続的に実施していくことで達成することができる。

このように体系化されたリスクガバナンスプロセスでは、一般的には、ステークホルダー含めた多方向のコミュニケーションを取りながら、以下に示すリスク評価のステップにつき、PDCA (Plan-Do-Check-Act) サイクルを回していくこととなる。

- 1) プレ・アセスメント
- 2) リスク評価
- 3) リスクの特徴づけ／判断
- 4) リスクマネジメント／意志決定

ここで、4)リスクマネジメント／意志決定のステップにおいては、何らかのリスク管理目標を設定して、少なくとも自主的かつ継続的な安全性向上に繋がる取り組みを行っていく必要がある。さらには、単純に規制基準を超える取り組みを目指すだけでなく、安全目標に対して自らの取組を評価するとともに、その妥当性についてリスク情報を活用し規制当局とも意見交換を行いながら更なる安全性向上を目指すというリスクガバナンスの枠組みを確立することも重要である。

4. リスク活用の標準

リスク情報活用の目的は、原子力発電所における安全確保活動の合理性・説明性を向上させるとともに、効率的な原子力発電所運営を実現させることにあり、これにより、原子力発電所運営における安全性の向上及び経済性の

向上に寄与することが期待されるものである。

“原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準：2010”^[1]（以降、「リスク情報活用 2010 実施基準」）は、リスク情報を PRA によって得られる情報と捉えて、2006 年 4 月に原子力安全・保安院で制定された“原子力発電所の安全規制への「リスク情報活用の基本ガイドライン（試行版）」^[2]の基本原則、及び、“原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）」^[3]の基本的な要求事項を踏まえて、原子力発電所の安全確保活動のうち電気事業者が実施する運転・保守管理の変更においてリスク情報を活用して意思決定する場合に用いる、各活用分野に共通した要件と要件を満たす具体的方法を規定したものであった。この実施基準は、PRA 手法標準に従った品質を有する PRA により得られたリスク情報を、原子力発電所の安全確保活動に活用する際に用いることに対して有用なものであったものの、制定から 5 年以上が経過した現在に至るまで、本実施基準を直接的に適用する活用を行う機会はないという状況にある。一方で、2013 年 12 月に原子力規制委員会により、新たに安全性向上評価制度が導入され、その制度において、事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められている。加えて、事業者においては、リスク情報を活用して自主的に安全性向上を進めていくことを指向している現状にある。

この状況を踏まえ、震災以降、リスク情報活用の実務への適用を具体化しているニーズが高まっていることから、事業者の自主的な安全性向上を含めた安全設計や安全管理などへリスク活用を行う上での、具体的な基準及び実施方法を規定する標準を、「リスク情報活用 2010 実施基準」を踏まえた上で検討していくことが求められている。この検討においては、リスク専門部会とシステム安全専門部会で、分担・協働して標準を検討することとしている。

5. リスク活用に必要な PRA 品質

PRA の有効性が認識され、その活用を進めていくには、PRA に関する品質確保がより重要な課題となってくる。「リスク情報活用 2010 実施基準」において、リスク情報を活用する上での評価に使用する PRA に関する品質として、以下の要求事項を規定している。

- 1) 対象機器のモデル化の妥当性
- 2) PRA モデルおよびパラメータなどの妥当性
- 3) PRA の評価結果の妥当性

この内の 2)については、評価に使用する PRA 手法標準を適用してその適合性を確認することが基本となる。

また、PRA 手法の品質を確保する上で特に重要な活動として、品質保証活動、専門家判断の活用、及び、ピアレビューがある。これらについては、個々の PRA 手法標準で個別に規定するのではなく、全般的、共通的な要件を“原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準：2013”^[4]（以降、「PRA 品質確保 2013 実施基準」）にまとめ、発行している。

4. に示すリスク活用標準の検討とあわせて、リスク情報を活用する上での PRA に関する品質の要件、及び、PRA 手法の品質を確保する上での全般的、共通的な要件の再検討を行っていくこととしている。

参考文献

- [1] 原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準：2010、社団法人原子力学会、2010 年 10 月
- [2] 原子力発電所の安全規制への「リスク情報」活用の基本ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
- [3] 原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
- [4] 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準：2013、一般社団法人原子力学会、2014 年 5 月

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Nuclear Data Division, Reactor Physics Division, Particle Accelerator and Beams Science Division, Special Committee on Nuclear Data

[PL1L] Decommissioning of reactor and accelerator facilities, and present status of nuclear data libraries for activation cross-sections

Chair: Satoshi Kunieda (JAEA)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[PL1L01] Evaluation and issue of radioactive inventory for Fugen's decommissioning

*Hirokazu Hayashi¹ (1.JAEA)

[PL1L02] Decommissioning of Kyushu University Tandem Accelerator Laboratory

*Takashi Teranishi¹ (1.Kyushu Univ.)

[PL1L03] Present status and issues of the activation nuclear data library

*Nobuyuki Iwamoto¹ (1.JAEA)

核データ部会、炉物理部会、加速器・ビーム科学部会、
「シグマ」特別専門委員会合同セッション
「原子炉・加速器施設の廃止措置と放射化核データライブラリの現状」

(1) 「ふげん」廃止措置のための残存放射エネルギーの評価と課題

(1) Evaluation and issue of radioactive inventory for Fugen's decommissioning

*林 宏一¹、水井 宏之¹、佐野 一哉¹、北村 高一¹

¹ 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

1. 緒言

原子炉施設における残存放射エネルギーを評価することは、放射性廃棄物量の評価、解体時の安全評価、解体作業時の被ばく評価、経済性評価等、廃止措置を安全かつ効率的に進めるための基礎データのひとつとなることから、可能な限り精度よく評価し把握しておくことが重要である。

本件では、これまでに新型転換炉原型炉施設（以下、「ふげん」という。）で実施してきた中性子照射による放射化汚染及び腐食生成物による二次的な汚染に係る残存放射エネルギーの評価のうち、放射化汚染の評価を中心に紹介する。

2. 廃止措置のための残存放射エネルギー評価

「ふげん」は重水減速沸騰軽水冷却圧力管型の原子炉であり、減速材及び反射材に重水を使用しており、これら重水の取扱いに係る設備を有すること、また、炉心部が圧力管型であることが大きな特徴である。「ふげん」の炉心特性としては、燃料体の核分裂で発生した中性子が減速材である重水によって熱中性子のエネルギー領域まで減速するとともに、重水領域を通過した中性子は鉄水遮へい体により更に減速する。減速された中性子は炉心領域の周囲に設置された生体遮へい体を過ぎる辺りでは十分に減速している。

「ふげん」では、この特徴を考慮して、炉心構造材のうち、燃料体を収納する圧力管等で構成される炉心領域、その周囲にある遮へい体領域（鉄水遮へい体及び生体遮へい体コンクリート）、生体遮へい体コンクリートの外側領域の3つの領域（図1参照）に分けて、放射化計算コード ORIGEN¹等を用いて放射化量を評価している²。図2及び表1に放射化量の評価手法を示す。

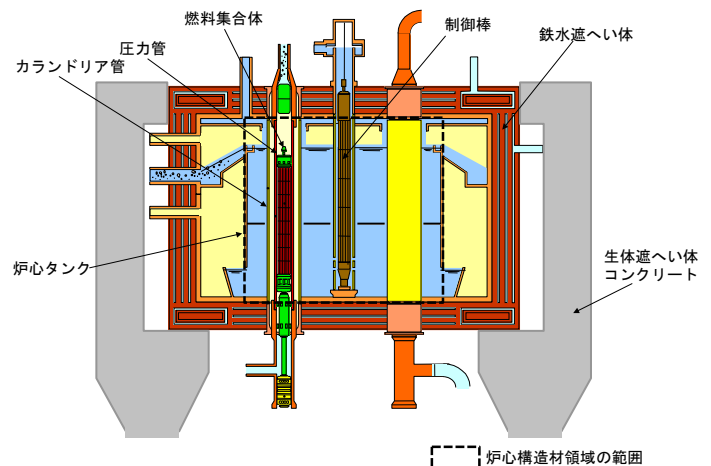


図1 炉心概略断面図

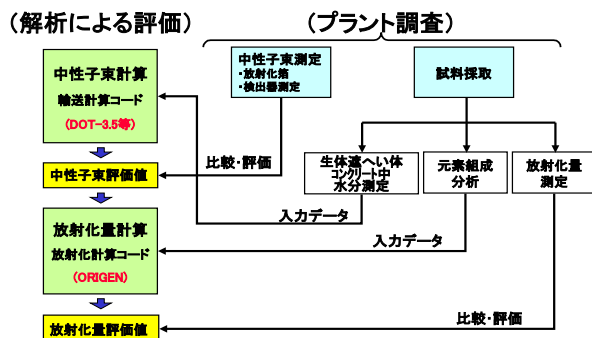


図2 放射化量の評価手法

表1 放射化量の評価手法

評価の領域	中性子束計算方法	測定、評価の手段
(1) 炉心構造材領域	炉心計算コード POLESTAR 格子計算コード WIMS-ATR	圧力管監視試験片
(2) 遮へい体領域		
鉄水遮へい体	輸送計算コード DOT-3.5	放射化箱
生体遮へい体 コンクリート		生体遮へい体 コンクリート
(3) 生体遮へい体コンクリートの 外側領域	大型金箔測定値 + モンテカルロコード MCNP	放射化箱

2-1. 炉心領域の評価³⁾

炉心領域では、主要な構造材として圧力管とカランドリア管がある。これらの構造材が位置する炉心領域の中性子密度について、長年にわたり「ふげん」の炉心管理で使用してきた実績を有する炉心管理コード POLESTAR⁴⁾ と、構造材の部位毎の形状を考慮した中性子束密度を詳細に解析するための格子計算コード WIMS-ATR⁵⁾ を組み合わせて解析した。

また、この解析結果の評価は、炉心内で約 10.7 年間照射された圧力管監視試験片から試料採取し、その放射化量の測定値と比較・検証することで妥当であることを確認している。表 2 に圧力管監視試験片による放射化量測定値と解析値を示す。

表 2 圧力管監視試験片による放射化量測定値と解析値

圧力管監視試験片 : Zr-2.5%Nb			
単位[Bq/t]			
核種	β γ 核種	α 核種	
	Co-60	Nb-94	Cm-244
測定値	1.8E+12	4.8E+12	2.2E+10
解析値	4.8E+12	4.7E+12	2.0E+10

2-2. 遮へい体領域の評価⁶⁾

炉心構造材から生体遮へい体コンクリートまでの遮へい体領域は、中性子束密度が比較的高く、単純な形状であるため、一般的な評価に使用されている中性子輸送計算コード DOT-3.5⁷⁾ を用いて解析した。

また、この解析結果の評価は、「ふげん」の原子炉運転期間中に鉄水遮へい体外側と生体遮へい体コンクリートとの間に放射化箔を設置するとともに、約半年間の照射後に回収し、Ge 半導体検出器によるガンマ線測定結果と比較・検証することで妥当であることを確認している。図 3 に放射化箔による放射化量測定値と解析値を示す。

一方、生体遮へい体コンクリートについては、一部をコアボーリング等により試料採取し、その放射性核種を分析するとともに、解析に必要な入力データである水分量や元素組成についても分析した。この結果、生体遮へい体コンクリート中の Co-60 等の分布については、測定値と解析値が精度良く一致することを確認している⁸⁾。図 4 に生体遮へい体コンクリートの放射化量測定値と解析値を示す。

2-3. 生体遮へい体コンクリートの外側領域の評価⁹⁾

生体遮へい体コンクリートの外側の領域は、原子炉から離れた位置にあることから中性子束密度のレベルが比較的に低いことに加え、周辺機器等の中性子散乱の影響を受けること等の要因により、解析により中性子束密度を精度良く評価することは困難である。このため、測定感度の高い大型の金箔（以下、「大型金箔」という。）を「ふげん」の原子炉運転期間中に多数設置し、その大型金箔の放射化量を基に中性子束密度を評価した。なお、大型金箔の放射化量から中性子束密度を求めるのに必要な中性子スペクトルは、モンテカルロコード MCNP¹⁰⁾ を用いて算出した。

2-4. クリアランスのための放射化量の評価¹¹⁾

「ふげん」では、解体撤去工事に伴い発生する解体物にクリアランス制度を適用し、放射能濃度が国の定める基準値以下となるものを「放射性物質として扱う必要のないもの」として搬出することを計画して

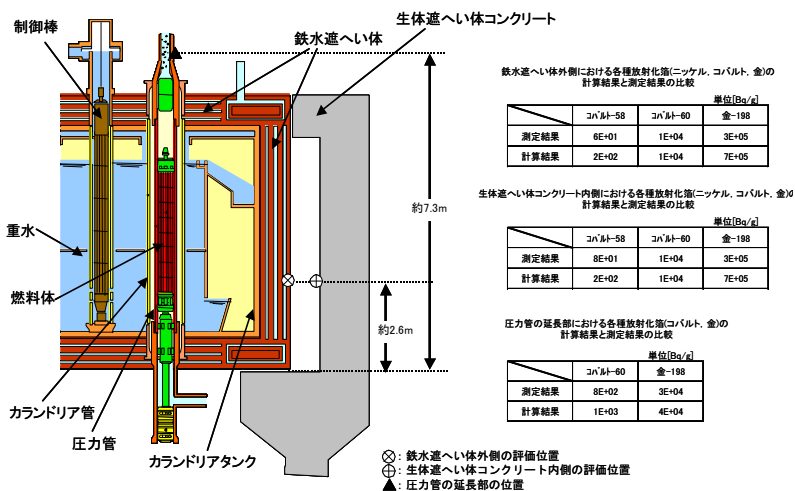


図 3 放射化箔による放射化量測定値と解析値

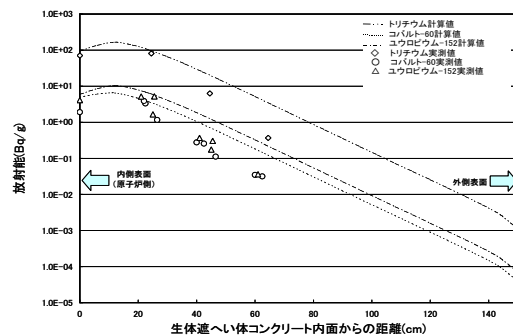


図 4 生体遮へい体コンクリートの放射化量測定値と解析値

いる。現在は、タービン設備の解体物を対象としたクリアランス認可申請(平成 27 年 2 月)に係る国の審査を受けている段階にあり、認可受領の得た後に運用を開始する予定である。

クリアランス制度を適用するためには、対象設備について予め評価対象核種の選定を行い、選定した核種の放射能濃度評価手法を確立する必要があることから、上述の炉心領域等における放射化解析等での知見や経験を活用し、タービン設備における評価への展開を図った。

タービン設備の評価に際しては、主に原子炉冷却水に随伴される核種が設備の表面に沈着して生成される二次的な汚染が支配的であるものの、主蒸気中の N-17 の β -n 崩壊に伴い放出される中性子による微小な放射化汚染も考慮することとした。具体的には、2-3項の生体遮へい体コンクリートの外側領域の評価と同様に、タービン設備近傍に設置した大型金箔による中性子束密度の評価結果を条件に放射化計算コード ORIGEN を用いて放射化量を評価し、その評価結果を二次的な汚染に加算することでクリアランス認可申請に反映した。

3. 課題及び今後の展開

現在進めているクリアランス認可申請に係る国との面談等においては、解析結果の妥当性等が強く求められる状況にある。上述のとおり、原子炉領域の放射化量は、解析コード等を用いた評価によりその妥当性の担保を示すことは可能であるが、今後解体撤去等を進めていく生体遮へい体コンクリートの外側領域やタービン設備等の場合、放射化量が極めて小さく、今後、実機から試料採取し、核種分析を行った場合でも、得られる分析値は検出限界値未満と想定され、解析値の妥当性の証明が困難となる等の課題が考えられる。

このため、課題についてはこれまでに得られた知見や成果等を活用して対応するとともに、施設の特徴を踏まえた残存放射エネルギーの評価とその精度向上を図りつつ、「ふげん」の安全かつ合理的な廃止措置を進めていく計画である。

[参考文献]

- 1) M.J.Bell, “ORIGEN-The ORNL Isotope Generation and Depletion Code”, ORNL-4628 (May 1973) .
- 2) 白鳥芳武, 他, “ふげん発電所の廃止措置のための放射化量評価” サイクル機構技報 No.16 2002.9.
- 3) 白鳥芳武, 他, “「ふげん」放射能インベントリ評価(2)”, 原子力学会 2000 年秋の大会予稿集, L2
- 4) Y.Shiratori, “Operating Experience with MOX Fuel Loaded Heavy Water Reactor”, J.Nucl.Sci.Tech., 30, 78(1993).
- 5) T.Wakabayashi, “Characteristic of plutonium utilization in ATR”, NEACPRP-A744 (1985) .
- 6) 白鳥芳武, 他, “「ふげん」放射能インベントリ評価”, 原子力学会 2000 年春の年会予稿集, G38
- 7) F.R.Mynatt, “THE DOT-III Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code”, ORNL-TM-4280 (September 1973)
- 8) 白鳥芳武, 他, “「ふげん」放射能インベントリ評価(3)”, 原子力学会 2001 年春の年会予稿集, K31
- 9) 白鳥芳武, 他, “「ふげん」放射能インベントリ評価(4)”, 原子力学会 2001 年秋の大会予稿集, N53
- 10) J.F.Briesmeister, “MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4B”, LA-12625-M (March 1997)
- 11) 水井宏之, 他, “「ふげん」の解体を考慮したクリアランスの適用及び評価技術の整備(2)評価対象核種の評価と今後の展開”, 原子力学会 2014 年秋の大会予稿集, G54

*Hirokazu Hayashi¹, Hiroyuki Mizui¹, Kazuya Sano¹, Koichi Kitamura¹

¹Japan Atomic Energy Agency

核データ部会、炉物理部会、加速器・ビーム科学部会、
「シグマ」特別専門委員会合同セッション
「原子炉・加速器施設の廃止措置と放射化核データライブラリの現状」

(2) 九州大学加速器実験室の廃止

(2) Decommissioning of Kyushu University Tandem Accelerator Laboratory

*寺西 高¹, 野呂 哲夫¹, 森田 浩介¹, 若狭 智嗣¹, 藤田 訓裕¹, 坂口 聡志¹, 岩村 龍典¹

¹九州大学大学院理学研究院(理学部)

九州大学理学部では原子核物理の研究・教育用に最大ターミナル電圧 11 MV のタンデム加速器を開発し、約 30 年間運用してきた。理学部のキャンパス移転が 2015 年 9 月末までに行われたことに伴い、箱崎キャンパス（福岡市東区）の原子核実験室は廃止し、その機能を伊都キャンパス（福岡市西区）の加速器・ビーム応用科学センターに移し、そこで後継器となる 8 MV タンデム加速器を新たに設置した。

原子核実験室では 2014 年 12 月末にタンデム加速器の最後の運転を停止し、2015 年 1 月末に加速器廃止届および廃止措置計画書を原子力規制委員会に提出し、廃止措置に取りかかった。これまでに、放射化物の評価、加速器・ビームラインの解体、再利用物品の新キャンパスへの移設を終えたところで、現在、残留放射化物の廃棄と建物の汚染検査を実施しつつある。廃止措置は 2016 年 9 月末に完了する予定である。本講演では、タンデム加速器施設における放射化の評価方法を中心に、廃止措置の概要を報告する。

*Takashi Teranishi¹, Tetsuo Noro¹, Kosuke Morita¹, Tomotsugu Wakasa¹, Kunihiro Fujita¹, Satoshi Sakaguchi¹, and Tatsunori Iwamura¹

¹Faculty of Science, Kyushu University

核データ部会、炉物理部会、加速器・ビーム科学部会、
「シグマ」特別専門委員会合同セッション
「原子炉・加速器施設の廃止措置と放射化核データライブラリの現状」

(3) 放射化核データライブラリの現状と課題

(3) Present status and issues of the activation nuclear data library

*岩本 信之¹

¹原子力機構

1. はじめに

廃止措置中並びに廃炉予定の原子炉に加え、2030年には現在停止中の原子炉の約6割で稼働年数が40年を超える。このことから原子炉施設の廃止措置対策は現在の原子力が抱える喫緊の課題となっている。原子炉施設の廃止措置を行う上で重要なのは、廃棄物の安全かつ合理的な処理及び資源の有効利用を図り、措置に掛かるコストと放射化物量をできる限り最小化することである。この廃止措置計画を立案し、策定する上で放射化物の種類や量等を正確に把握するために放射能インベントリ評価が行われる。この評価における原子炉施設の放射化計算では、施設構造物材中に不純物として含まれる微量元素についても親核種として考慮する必要があるため、放射化核データが必要な核種は膨大になる。この放射化計算のための基盤データの 하나가「放射化核データライブラリ」である。

また、原子炉施設に限らず放射線を扱う加速器施設においても入射粒子や発生した中性子、陽子等によって周りの構造物材が放射化する可能性があり、廃止する場合には原子炉施設と同様に放射能インベントリ評価を実施する必要があるため、多様な施設に適合した放射化核データライブラリが必要となる。

2. 放射化核データライブラリの現状

国内の放射化核データライブラリの整備状況をみると、20年前の1996年に中性子照射に伴って生じる原子炉及び核融合炉材料の放射化量推定用断面積ライブラリとして JENDL/A-96 が公開された。収納されているデータは233核種1246反応であり、核反応によって生成された放射性核種の基底状態や準安定励起状態に対する生成断面積が収納されている。また、原子力機構・核データ研究グループでは2011年より原子炉施設の廃止措置を念頭に置いた放射化核データライブラリ (JENDL/AD) を開発してきた。このライブラリにおける評価対象は、線量告示に示された放射性核種のうち、半減期が30日以上、227種及び超長半減期の12種を併せた239種を生成反応経路(569反応)に持つ306核種に限定して評価を行っている。入射中性子エネルギー範囲は原子炉施設等への工学応用を考慮して 10^{-5} eVから20MeVとし、2016年度内に公開する予定である。

3. 放射化核データライブラリ開発と課題

JENDL/AD は原子炉施設の廃止措置を念頭に置いているため、収納されている核種が限定的である。そこで、核データ研究グループでは収納核種の拡充により広範な分野での利用を可能とする放射化核データライブラリを開発を継続している。このライブラリの出発点として JENDL/AD を用い、これには含まれないが JENDL/A-96 に含まれていた核種を考慮した384核種をベースとする予定である。なお、収納する核種やエネルギー範囲については、ニーズにより柔軟に対応していく予定である。

今後は加速器や核融合等の分野からのニーズが高まることが予想されるため、陽子や重陽子を入射粒子

とした放射化核データライブラリの開発にも注力したいと考えている。今のところ、これらの代替となる国産の放射化核データライブラリは未整備であるが、陽子入射核データライブラリとして 2015 年に公開された JENDL-4.0/HE の利用が可能である。このライブラリには H-1 から Am-242 に亘る 133 核種に対して 1MeV から 200MeV までの残留核や中性子、陽子などの生成断面積及び放出粒子のエネルギー・角度分布が収納されている。また、重陽子入射放射化核データに関しても整備に向けた取り組みを始めたところである。

これらの放射化核データライブラリの信頼性を高めるためには、ベンチマークテストによる検証が必要不可欠であるが、これに利用できる積分データが不足しているのが現状である。より用途を限定しない汎用的な放射化核データライブラリへと開発を進めていくためにも、原子力や加速器、核融合等の幅広い分野からのニーズや積分データの提供をお願いする。

* Nobuyuki IWAMOTO

¹Japan Atomic Energy Agency

[PL1M] Current study and future progress for tritium production method using high temperature gas cooled reactor

Chair: Satoshi Fukada (Kyushu Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[PL1M01] Outline of Study on Tritium Production using High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*Hideaki Matsuura¹ (1.Kyushu Univ.)

[PL1M02] Study on Tritium Production and Confinement in High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*Kazunari Katayama¹ (1.Kyushu Univ.)

[PL1M03] Nuclear and Thermal Design of the High-Temperature Gas-Cooled Reactor for Tritium Production and Power Generation

*Minoru Goto¹ (1.JAEA)

[PL1M04] Irradiation Facility of High Temperature engineering Test Reactor

*Yosuke Shimazaki¹ (1.JAEA)

[PL1M05] Discussion

核融合工学部会セッション「高温ガス炉を用いたトリチウム生産手法の検討と今後の展開」

(1) 高温ガス炉を用いたトリチウム生産と研究の概要

(1) Outline of study on tritium production using high-temperature gas-cooled reactor

*松浦秀明¹、片山一成²、大塚哲平³、後藤実⁴、中川繁昭⁴九大院工¹、九大院総理工²、近大理工³、JAEA⁴

1. 緒言

将来の電力供給を目的として、国内外で核融合炉の研究開発が進められている。初代の核融合炉には、重水素-トリチウム (DT) 燃料の使用が想定される。重水素は、自然界に十分な量が存在するが、トリチウムは放射性核種であり、自然界に十分な利用可能量は存在しない。磁場核融合炉では、トリチウムの燃焼率は高々数%程度と考えられており、炉壁やトリチウム循環系における滞留分を含めると、施設内のインベントリは増大する。核融合炉で使用するトリチウムは、核融合炉のブランケットにおいて、自前で生産するのが基本的な考え方であるが、最初の炉の立ち上げ用トリチウムをどのように調達するかは明確にされていない。現在までに、重水減速重水冷却 (CANDU) 炉における中性子捕獲反応を利用したトリチウム生産がおこなわれている。国際熱核融合実験炉 (ITER) では、DT 核燃焼実験用のトリチウムは、ひとまず CANDU 炉で生産されたものが使用される見込みである。熱中性子に対する $D(n, \gamma)T$ 反応断面積は、核融合ブランケットで利用される ${}^6\text{Li}(n, \alpha)T$ 反応断面積と比較して約 6 桁小さく、重水炉を用いる方法では、多数の装置から長期間にわたるトリチウムの収集が必要となる。核融合炉の初期立ち上げ法として、重水素プラズマから DT プラズマへの移行によりトリチウムの外部供給を限りなく少なくする運転法も提案されているが[1]、一定量のトリチウムを核融合炉外部から調達する方法を検討しておくことは、依然として重要である。今後の核融合炉開発を鑑み、我が国の国産技術として、0.1~1.0 kg オーダーのトリチウム生産法を確立し、核融合炉への外部トリチウム調達手段を明確にしておく必要がある。本セッションでは、「高温ガス炉を用いたトリチウム生産法」についてその方法と研究の現状を報告する。

2. 高温ガス炉を用いたトリチウム生産

高温ガス炉は、第4世代原子力システムの有力候補のひとつとして位置づけられている。冷却材としてガスを選択したことにより、発熱密度を低く抑える為の設計が施されており、有効炉心体積が大きくなる反面、燃料近辺に核変換対象物質を装荷できる大きな物理的スペースを提供できる。これに伴い濃縮をおこなわずに天然存在比のまま必要な量の ${}^6\text{Li}$ を炉心に装荷できる可能性がある。また、黒鉛・ヘリウムを用いた減速・冷却系は、核的には不要な中性子の吸収が少なく、化学的には Li 化合物及びトリチウムとの相性がよい。高温ガス炉では、可燃性毒物 (BP) として固体状のホウ素化合物 (B_4C) が燃料ブロックの BP 孔に装荷される。我々は、可燃性毒物としての ${}^{10}\text{B}$ を ${}^6\text{Li}$ に置き換えることにより、余剰の中性子を用いたトリチウム生産法を提案している [2]。高温ガス炉は、安全性の高い原子炉として十分に開発が進んでおり、既存の設計を大きく変更する必要がなく、大きな開発経費や時間をかけずに、トリチウム生産炉を実用化できる可能性がある。

3. 研究の概要

高温ガス炉のトリチウム生産性能を、まずは炉心物理の観点から、数値解析に基づいて評価した[2]。トリチウム生産に対する高温ガス炉の有効性が示されたが、その性能は Li 装荷法に大きく依存することが明確となり、現在、研究の焦点は Li 装荷法 (トリチウムの封じ込め・回収) の検討と実証に移行している。水素透過実験により評価した Al_2O_3 や PyC に対するトリチウム透過係数[3]を用いて、Li 装荷体に対するトリチウム生産・封じ込め性能評価を行い、 LiAlO_2 層の内側中心部に中空孔、外側に Al_2O_3 層を設けた円柱状 Li 装荷用ロッドを提示している[4]。『高温ガス炉ガスタービン発電システム GTHTR300 [5]』に準拠した体系に対して、提示したロッドを用いた場合、トリチウム生産量は、年間 600~900 g 程度 (運転法・Li 装荷法に依存)、ロッドから冷却材領域への流出量は、生産量の 1%程度と推定している。 LiAlO_2 層の両側に Zr 層を設けることで、さらに流出量の低減が可能と考えており、現在、模擬試験体を用いた検証実験を遂行中である。『高温工学試験研究炉 HTTR』を用いたトリチウム生産、封じ込めの実証を目標としているが、それに先立つ照射炉を用いた照射試験も視野に入れて試験体の検討を進めている。今後、トリチウム回収法、装荷体の健全性等の検討が必要である。

[1] S. Konishi, et al., *J. Plasma Fusion Res.*, **76** (2010) 1309.[2] H. Matsuura, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **143** (2012) 95.[3] K. Katayama, et al., *Fusion Sci. Eng.*, **68** (2015) 662.[4] H. Nakaya, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **292** (2015) 277.[5] 國富一彦, 他, 日本原子力学会論文誌 **1** (2002) 352.*Hideaki Matsuura¹, Kazunari Katayama¹, Teppei Otsuka²,
Shigeaki Nakagawa³, Minoru Goto³¹Kyushu Univ., ²Kindai Univ., ³JAEA

核融合工学部会セッション「高温ガス炉を用いたトリチウム生産手法の検討と今後の展開」

(2) 高温ガス炉トリチウム生産と閉じ込め手法の検討

(2) Study on Tritium Production and Confinement in High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*片山 一成¹, 松浦 秀明², 大塚 哲平³, 深田 智¹, 後藤 実⁴, 中川 繁昭⁴¹九大院総理工, ²九大院工, ³近大理工, ⁴原子力機構

1. 緒言

DT 核融合炉の開発において、初期装荷トリチウム燃料の確保は重要な課題である。近年、高温ガス炉を利用したトリチウム生産手法が松浦らにより提案され、その有効性が示されている[1]。しかしながらその実現に向けては、炉心に装荷するリチウム化合物近傍にトリチウムを閉じ込める技術の確立が不可欠である。本研究では、トリチウム透過抑制効果が高いとされるアルミナ(Al_2O_3)と熱分解炭素(PyC)に注目し、これらの材料で Li 化合物を被覆した際のトリチウム透過挙動について検討を進めている。本報告では、これまでに実施した Al_2O_3 管と PyC 被覆グラファイト管での水素透過実験の結果[2,3]と、実験で得られたデータを用いたトリチウム透過量評価結果について述べる。加えて、今後の展開を示す。

2. 実験内容と結果

流通式二重管型水素透過装置を用いて Al_2O_3 管(パスカル製、長さ 400mm、厚み約 0.65mm)及び PyC 被覆グラファイト管(東洋炭素製、長さ 400mm、被覆厚み 40 μm)での水素透過実験を行った。試料管は電気炉で加熱し、管中央での設定温度範囲は 700 $^{\circ}\text{C}$ ~800 $^{\circ}\text{C}$ とした。管内側入口水素圧力は Al_2O_3 について $10^4\sim 10^5\text{Pa}$ 、PyC について $10^2\sim 10^3\text{Pa}$ とした。管外側にアルゴンガスを流通させ、透過した水素をガスクロマトグラフ(島津製 TRACERA)で測定した。管に生じるガス流れ方向の温度分布・水素分圧分布を考慮した数値計算によるフィッティングによって拡散係数及び溶解度を求めた。定常状態での水素透過量は、 Al_2O_3 については水素分圧の 0.5 乗、PyC については水素分圧の 1 乗に比例することがわかった。また、同条件下での水素透過量は、 Al_2O_3 よりも PyC の方が大きいものの、拡散係数は PyC よりも Al_2O_3 の方が大きいことがわかった。

3. トリチウム透過量評価

現在検討中の 2 種類のトリチウム閉じ込め構造を図 1 に示す。直径 1mm 程度の Li 化合物粒子を多層セラミック被覆する手法と、直径 20mm 程度の円筒状 Li 化合物を比較的厚いセラミック層で囲む手法を提案している。具体的なトリチウム透過評価例を図 2 に示す。(1)直径 1mm の Li 化合物粒子に 0.5mm 厚の低密度被覆(空隙率 0.5)を施し、更に 0.1mm 厚の PyC 被覆を施す。総粒子数は 10^9 個とした。(2)内径 16mm、外径 24mm、長さ 950mm の円筒状 Li 化合物の外側を 10mm 厚の Al_2O_3 層で覆う。総ロッド数は 2200 本とした。どちらの体系についても Li 装荷量が 130kg となるように数量を定めた。トリチウム生産速度 600g/360day 一定でセラミック被覆内様にトリチウム分圧が上昇するとして、セラミック層における一次元拡散方程式を数値的に解き、トリチウム透過量を評価した。ここでは同位体効果は考慮せず、ロッド上下面からの透過量は計算に含めていない。どちらの手法においても 500 $^{\circ}\text{C}$ では、年間トリチウム透過量を、生産量の 1%以下(6g 以下)に抑制できることが示された。

4. まとめと今後の展開

PyC 及び Al_2O_3 の特性に応じた閉じ込め手法を想定し、トリチウム透過量を評価したところ、500 $^{\circ}\text{C}$ では透過量を生産量の 1%以下に抑制できる見通しが得られた。今後は、より高い閉じ込め性能を目指して、セラミック被覆内に水素吸蔵金属を装荷する手法の検討を進める。

[1] H. Matsuura, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **143** (2012) 95.[2] K. Katayama, et al., *Fusion Sci. Eng.*, **68** (2015) 662.

[3] Ushida et al., ICFRM-17, Aachen, Oct.11-16, (2015).

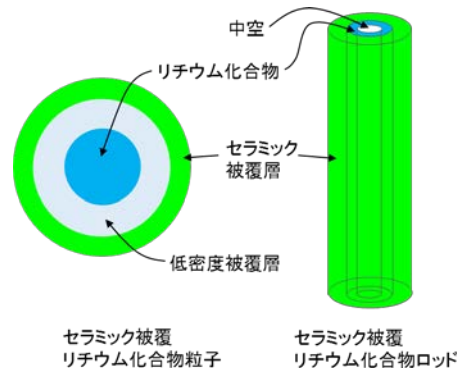


図 1 トリチウム閉じ込め構造

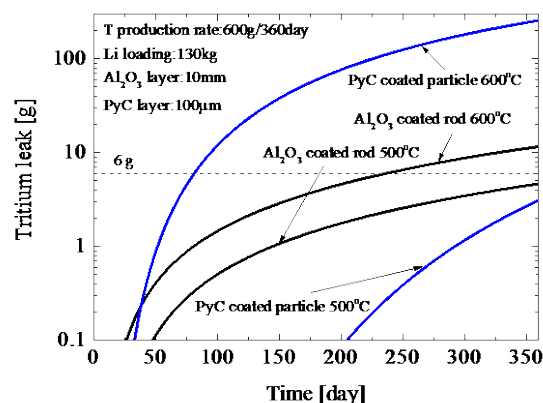


図 2 トリチウム透過量予測計算

* Kazunari Katayama¹, Hideaki Matsuura¹, Teppei Otsuka², Satoshi Fukada¹, Minoru Goto³, Shigeaki Nakagawa³¹Kyushu Univ., ²Kindai Univ., ³JAEA

核融合工学部会セッション「高温ガス炉を用いたトリチウム生産手法の検討と今後の展開」

(3) トリチウム製造とエネルギー生産を両立する高温ガス炉の核熱設計

(3) Nuclear and Thermal Design of the High-Temperature Gas-Cooled Reactor
for Tritium Production and Power Generation*後藤 実¹, 中川 繁昭¹, 松浦 秀明², 片山 一成²¹原子力機構, ²九州大学

1. 緒言

高温ガス炉にリチウム化合物を装荷して ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ 反応を用いるトリチウム製造は、高温ガス炉の本来の目的であるエネルギー生産と両立して行う。本報では、それを可能とするリチウム装荷高温ガス炉の核熱設計の成立性について述べる。

2. 高温ガス炉の概要

燃料には直径約 1mm の被覆燃料粒子が用いられ、炉心は燃料棒が装荷された黒鉛製ブロック（燃料ブロック）の積層構造である（図 1）。原子炉出口冷却材温度は $750^{\circ}\text{C}\sim 950^{\circ}\text{C}$ で、この高温による高効率発電及び水素製造等への熱利用が高温ガス炉の大きな特長の 1 つである。また、全電源を喪失しても、特段の設備に頼ることなく物理現象によって原子炉が静定し、極めて安全性が高いことも大きな特長である。

わが国は熱出力 30MW の高温ガス炉（High Temperature engineering Test Reactor : HTTR [1], 原子力機構大洗に設置）を有している。HTTR は 2010 年に原子炉出口冷却材温度 950°C の 50 日間連続運転に成功し、長期にわたって安定に運転ができることを実証した。

3. 核熱設計

リチウム装荷高温ガス炉の核熱設計は、原子力機構が設計研究を行った熱出力 50MW の高温ガス炉 HTR50S [2] をベースにして行った。エネルギー生産炉としての経済性の観点から燃焼期間は 1 年以上、燃料破損防止の観点から燃料最高温度は HTTR の制限値と同じ 1495°C 、原子炉の安全性の観点から炉停止余裕は $1\%\Delta k/k$ 以上及び反応度温度係数は負であることを核熱設計の成立条件に設定した。各燃料ブロックのダウエルピンの下に可燃性毒物として装荷する B_4C の代わりに LiAlO_2 を装荷することとし（図 2）、核熱設計が成立するように装荷方法を調整した。炉心燃焼計算による核特性値及び燃料温度の計算結果は、表 1 に示すように設定した成立条件を満たすことから、リチウム装荷高温ガス炉の核熱設計の成立性を確認した。なお、トリチウムの製造量の計算結果は 50 g/year となった。

4. 結言

トリチウム製造とエネルギー生産を両立する高温ガス炉の核熱設計の成立性を確認した。今後は、高温ガス炉を用いたトリチウム製造技術の確立に向け、製造したトリチウムの閉じ込め性能の向上や照射試験の実施等について検討を進めていく。

参考文献

[1] S. Saito, et al., JAERI 1332, 1994. [2] 後藤実 他, JAEA-Technology 2012-017 (2012).

本研究は、JSPS 科研費 26420860 の助成を受けたものです。

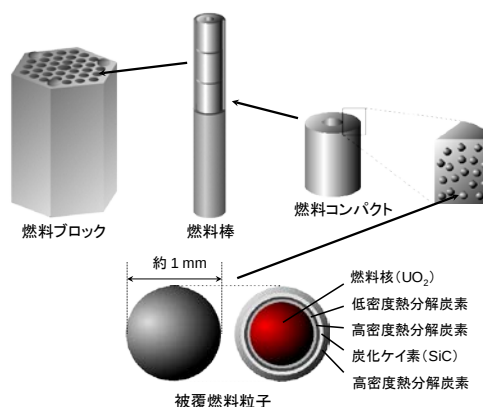
*Minoru Goto¹, Shigeaki Nakagawa¹, Hideaki Matsuura² and Kazunari Katayama²¹Japan Atomic Energy Agency, ²Kyushu University

図 1 高温ガス炉の燃料の構成

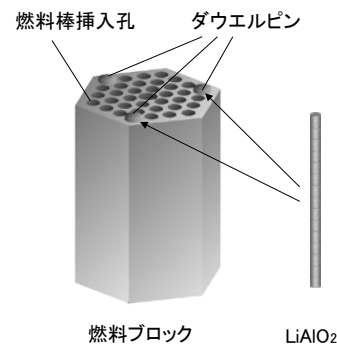
図 2 LiAlO_2 の装荷

表 1 計算結果

項目	成立条件	計算値
運転期間	≥ 1 year	1 year
炉停止余裕	$\geq 1\%\Delta k/k$	$> 15\%\Delta k/k$
反応度温度係数	$< 0\%\Delta k/k/^{\circ}\text{C}$	$< -0.06\%\Delta k/k/^{\circ}\text{C}$
燃料最高温度	$\leq 1495^{\circ}\text{C}$	1473°C

核融合工学部会セッション「高温ガス炉を用いたトリチウム生産手法の検討と今後の展開」

(4) 高温ガス炉 HTTR の照射設備

(4) Irradiation Facility of High Temperature engineering Test Reactor

*島崎洋祐¹ 石塚悦男¹ 後藤実¹ 中川繁昭¹ 高田昌二¹
¹原子力機構

1. 目的

初期核融合炉の起動用のトリチウム調達手法として、高温ガス炉を用いる方法が提案されている¹⁾。高温工学試験研究炉 (HTTR: High Temperature engineering Test Reactor) では、キャプセルに封入したリチウム化合物を照射して行うトリチウム生成回収試験に係る検討を実施してきた。そこで、HTTR を使用した国産のトリチウム生成の実証試験に向けて、現状提案されている照射試験に係る事項の整理及び照射試験に対する課題を明らかにすることを目的とする。

2. HTTR 及びトリチウム生成回収試験用の実験設備

2.1 HTTR の概要

HTTR は原子炉熱出力 30MW、最高原子炉出口冷却材温度 950℃の性能を有し、高温の冷却材を利用した水素製造技術の研究開発及び高温ガス炉固有の安全性実証等を目的に建設された国内唯一の高温ガス炉である。

2.2 トリチウム生成回収試験に係る現状の提案と課題

トリチウム生成回収試験を実施するための実験設備は、照射キャプセル、照射物挿入ブロック、スweep管等により構成される。なお、これまでに製作はしていない。照射キャプセルは、第1図に示す可動反射体A領域及びB領域に装荷することができる。A領域は照射用スタンドパイプの下に位置しており、トリチウムの連続回収を可能としている。第2図に連続回収時のキャプセル概念図を示す。キャプセルには、セラミクスで被覆されたリチウム化合物の微小球が装荷されており、生成されたトリチウムはスweep管を通り炉外装置に導かれグローブボックス内で回収する。一方で、B領域は、バッチ回収用の照射キャプセルを装荷し、セル内等で回収作業を行う。

なお、試験時の照射するリチウム化合物について形状の制限はなく、現状提案されている、リチウム微小球を照射する方法¹⁾及びリチウムロッドを照射する方法²⁾の両方に対応できる。

HTTR の照射環境及び制限等を第1表に示す。今後に向けた代表的な課題として以下が挙げられる。①効率的なトリチウム生成及び回収の達成を可能とするキャプセルの設計に用いるための温度及び中性子束の詳細な炉内マップの整備。②高温ガス炉特有の環境におけるキャプセル取扱技術の確立。

3. 結論

HTTR でのトリチウム生成の実証試験に向けて、これまでの提案と課題を整理し、詳細な炉内マップの整備、高温ガス炉特有の環境に適応したキャプセル取扱技術の確立等が必要なことを明らかにした。今後も、初期核融合炉の起動用のトリチウム調達に資するため、HTTR を用いたトリチウム生成の実証試験に向けて検討を進めていく。

4. 謝辞

本研究は、JSPS 科研費 26420860 の助成を受けたものです。

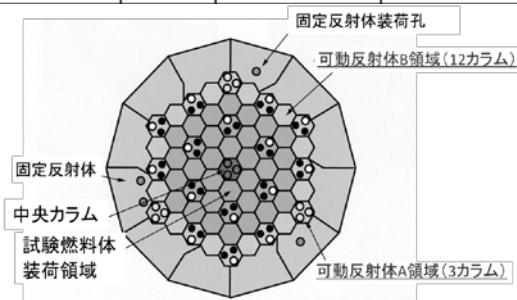
- 1) H. Matsuura, et al., "Performance of high temperature gas cooled reactor as a tritium production device for fusion reactors," Nuclear Engineering and Design, 243 (2012).
- 2) H. Nakaya, et al., "Study on method for loading a Li compound to produce tritium using high-temperature gas-cooled reactor," Nuclear Engineering and Design, 292 (2015).

*Yosuke Shimazaki¹, Etsuo Ishitsuka¹, Minoru Goto¹ Shigeaki Nakagawa¹ and Shoji Takada¹

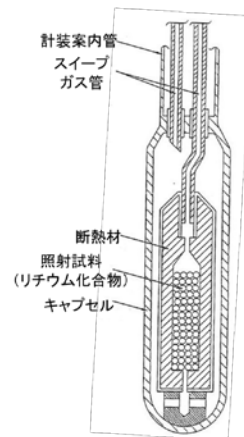
¹Japan Atomic Energy Agency

第1表 照射キャプセルの照射環境及び制限等

温度	中性子束	回収方法	主な照射設備	トリチウム生成量
400~800℃	最大 $7 \times 10^{17} \text{ n/m}^2 \text{ s}$	連続	炉内キャプセル+ 炉外スweep管	0.3g/年以下
		バッチ	炉内キャプセル	0.6g/年以下



第1図 炉心の水平断面図



第2図 キャプセルの概念図 (連続回収時)

(Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room M)

[PL1M05] Discussion