

Tue. Mar 28, 2017

Room B

Planning Lecture | Technical division and Network | Health Physics and Environment Science Division

[2B_PL] Activities in international organizations concerning the Fukushima Daiichi accident and future issues

Chair: Takeshi Imoto (Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room B (16-102 Building No.16)

[2B_PL01] The activities of UNSCEAR

*Hiroshi Yasuda¹ (1. Hiroshima Univ.)

[2B_PL02] The activities of IAEA

*Hidenori Yonehara¹, Toshiyasu Terada¹ (1. NRA)

[2B_PL03] The activities of ICRP

*Michiaki Kai¹ (1. Oita Univ. of Nursing & Health Sciences)

Room C

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 1- Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal

[2C_PL] Final report from the Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room C (16-203 Building No.16)

[2C_PL01] Purpose explanation

*Hiroyuki Torii¹ (1. New Technology 21)

[2C_PL02] Positioning of direct disposal in the nuclear fuel cycle of Japan

*Muneo Morokuzu¹ (1. PONPO)

[2C_PL03] Issues on Disposal of High Level Radioactive Waste from the people

*Ryuichi Yamamoto¹ (1. JAEA)

Room D

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

[2D_PL] Recent Developments of Fast and Multi Channel DAQ System for Radiation Measurement Study

Chair: Jun Kawarabayashi (Tokyo City Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (16-204 Building No.16)

[2D_PL01] Real-time Image Processing for Radiography

*Koh-ichi Mochiki¹ (1. Tokyo City Univ.)

[2D_PL02] Development of LiTA System and Utilization of FPGA

*Setsuo Sato¹ (1. KEK)

[2D_PL03] Multi Channel DAQ System by Time over Threshold Technique

*Kenji Shimazoe¹ (1. Univ. of Tokyo)

[2D_PL04] Fast Processing by GPU Specialized for Nuclear Emulsion

*Toshiyuki Nakano¹ (1. Nagoya Univ.)

Room E

Planning Lecture | Technical division and Network | International Nuclear Information Network

[2E_PL] Progress of OECD/NEA Data Bank and the Japanese involvement

Chair: Atsushi Mukunoki (JGC)

1:00 PM - 2:30 PM Room E (16-205 Building No.16)

[2E_PL01] Progress of OECD/NEA Data Bank and the Japanese involvement

*Kiyoshi Matsumoto¹ (1. Waseda Univ.)

Room F

Planning Lecture | Board and Committee | Education Committee

[2F_PL] Teaching materials of nuclear engineering for higher education using e-Learning systems

Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (16-206 Building No.16)

[2F_PL01] Global Nuclear Educational Network and Model Programs for Strategic Nuclear Human Resource Development

*Kenji Takeshita¹ (1. Tokyo Tech)

[2F_PL02] Capacity building activities in the field of nuclear engineering at Hokkaido University using Massive Open Online Course (MOOC) and Open Educational Resources (OER)

*Tamotsu Kozaki¹ (1. Hokkaido Univ.)

[2F_PL03] Practice of Remote Lectures Linking 55 NIT Campuses across Japan by Using Live Response Analyzer System

*Hideki Tenzou^{1,2} (1. National Inst. of Tech., 2. NIT Kagawa College)

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor

Division

[2G_PL] Development of technologies for reduction in volume and toxicity of high-level radioactive wastes

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room G (16-207 Building No.16)

[2G_PL01] Nuclear fuel cycle strategy for reduction in volume and toxicity of radioactive wastes

*Kiyoshi Ono¹ (1. JAEA)

[2G_PL02] Challenges in fast reactor cycle

*Seiichiro Maeda¹ (1. JAEA)

[2G_PL03] Challenges in dedicated nuclear transmutation cycle

*Kazufumi Tsujimoto¹ (1. JAEA)

Room I

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Non-Proliferation, Safeguard, Nuclear Security Network

[2I_PL] Challenges and Solutions of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room I (16-304 Building No.16)

[2I_PL01] Current Status and Challenges of R&Ds and Human Resource Development related to Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

*Ken Nakajima¹ (1. Kyoto Univ.)

[2I_PL02] The Causes and Practicable Measures for Computer Security Incidents in Nuclear Facilities

*Toshio Nawa¹ (1. Cyber Defense Institute)

Room J

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

[2J_PL] Status and perspective of the accident tolerant fuel cladding and control rod development

Chair: Shigeharu Ukai (Hokkaido Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room J (16-305 Building No.16)

[2J_PL01] Development of the FeCrAl-ODS fuel cladding

*Kan Sakamoto¹ (1. NFD)

[2J_PL02] Development of the SiC/SiC fuel cladding

*Tatsuya Hinoki¹ (1. Kyoto Univ.)

[2J_PL03] Development of the accident tolerant

control rod

*Hirokazu Ohta¹ (1. CRIEPI)

Room K

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2 - Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs

[2K_PL] Final report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs

Chair: Nobuyuki Ueda (CRIEPI)

1:00 PM - 2:30 PM Room K (16-306 Building No.16)

[2K_PL01] Overview of the research committee

*Nobuyuki Ueda¹ (1. CRIEPI)

[2K_PL02] Safety characteristics and safety requirements for HTGR

*Hirofumi Ohashi¹ (1. JAEA)

[2K_PL03] Safety design issues to meet the safety requirements

*Kazutaka Ohashi¹ (1. Fuji Electric)

[2K_PL04] Design basis events and acceptance criteria

*Kazuhito Asano¹ (1. TOSHIBA)

Room L

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

[2L_PL] Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room L (16-503 Building No.16)

[2L_PL01] General condition and subject of decommissioning for the Fukushima Daiichi NPP

*Hiroshi Miyano¹ (1. Hosei Univ.)

[2L_PL02] Activity of Subcommittee on Follow-up of Unresolved Issues of the Accident from AESJ

*Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.)

[2L_PL03] Risk Appraisal and Management

*Akira Yamaguchi¹ (1. Univ. of Tokyo)

[2L_PL04] Activity of Subcommittee on Structural Performance of Reactor Building

*Katsuki Takiguchi¹ (1. Professor Emeritus of Tokyo Tech)

[2L_PL05] Activity of Subcommittee on Robotics for Decommissioning of The Fukushima Daiichi

NPP

*Takashi Yoshimi¹ (1. Shibaura Inst. of Technol.)

[2L_PL06] The report from a waste examination
subcommittee

*Satoshi Yanagihara¹ (1. Univ. of Fukui)

[2L_PL07] Whole discussion and exchange of opinions

Room M

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 3 - Tokai Univ.

[2M_PL] The IAEA Safety Standards

Chair: Kenkichi Hirose (Tokai Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room M (16-504 Building No.16)

[2M_PL01] The IAEA Safety Standards and NSS-OUI

*Dominique Jules Delattre¹ (1. IAEA)

Planning Lecture | Technical division and Network | Health Physics and Environment Science Division

[2B_PL] Activities in international organizations concerning the Fukushima Daiichi accident and future issues

Chair: Takeshi Imoto (Univ. of Tokyo)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room B (16-102 Building No.16)

[2B_PL01] The activities of UNSCEAR

*Hiroshi Yasuda¹ (1. Hiroshima Univ.)

[2B_PL02] The activities of IAEA

*Hidenori Yonehara¹, Toshiyasu Terada¹ (1. NRA)

[2B_PL03] The activities of ICRP

*Michiaki Kai¹ (1. Oita Univ. of Nursing & Health Sciences)

保健物理・環境科学部会セッション

東京電力福島原子力発電所事故に関連した国際機関の活動と今後の課題

Activities in international organizations concerning the Fukushima Daiichi accident and future issues

(1) 国連科学委員会（UNSCEAR）の活動

(1) The activities of UNSCEAR

*保田 浩志^{1,2}¹広島大学, ²国連科学委員会事務局

国連科学委員会（UNSCEAR）の歴史・役割と、UNSCEAR が 2013 年国連総会報告書附属書として刊行した福島第一原発事故影響評価に関する報告書の内容等について概説する。

キーワード：国連科学委員会, UNSCEAR, 福島原発事故, 影響, 線量, アセスメント

1. UNSCEAR とは

原子放射線の影響に関する国連科学委員会（United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation、通称「UNSCEAR（アンスケア）」）は、1955 年の国連総会で設置された国連の委員会で、27 の加盟国（2017 年 1 月現在）が任命した科学分野の専門家で構成される。その事務局はオーストリア国ウィーン市にある。

同委員会の役割は、電離放射線による被ばくの線量と影響について科学的評価を行い、その結果を国連総会に報告することである。そのために、UNSCEAR では、事務局を通して国連加盟国、国際組織および非政府組織等から関連するデータや学術論文等を収集しつつ、重要な課題の検討やそれについての科学的評価を実施し、年次会合での審議・承認を経て、信頼に足る情報を報告書にとりまとめている。

2. 東電福島第一原発事故に関する報告書

2-1. 報告書作成の経緯

2011 年 3 月に東京電力福島第一原子力発電所において過酷事故（以下「福島原発事故」）が発生したのを受け、UNSCEAR は、その二か月後（2011 年 5 月）に開いた年次会合において、当該事故の人体や環境への影響を科学的に解析・評価して 2013 年の報告書にまとめる計画を定めた。そして、2 年半以上にわたる集中的な取り組みを経て、2014 年 4 月に「2011 年東日本大震災後の原子力事故による放射線被ばくのレベルと影響」と題する報告書（以下「UNSCEAR 福島報告書」）[1]を刊行した。

同報告書の作成には、18 の国連加盟国からの 80 名以上の専門家に加え、国連専門機関（IAEA、WMO、FAO、WHO および CTBTO）の専門家が無償で協力した。専門家は主要なカテゴリー（情報収集・品質評価、環境放出・拡散・沈着、公衆・環境の被ばく、作業員の被ばくおよび健康影響）に基づいて 5 つのグループに分かれて検討・執筆作業を行った。筆者は、2011 年 12 月から約 3 年間 UNSCEAR 事務局においてプロジェクトマネージャーとして勤務し、福島報告書の作成に関わる諸々の調整作業に携わった。

*Hiroshi Yasuda^{1,2}¹Hiroshima Univ., ²UNSCEAR Secretariat.

2-2. UNSCEAR 福島報告書の概要

UNSCEAR 福島報告書では、福島県民、日本の他の都道府県の住民、原発サイトやその周辺で緊急作業に従事した作業員およびその他の人々についての線量が解析評価され、それに基づいて将来予想される健康影響に関する推察が述べられている。また、陸域および水域の生態系への放射線被ばくの影響についても論じられている。その主要な見解を以下にまとめる。

- ・ 事故による被ばくを受けた人々について、発がん率は現在の水準を保持する
- ・ 推定された線量が最も高い小児の甲状腺がんリスクは理論上増加する可能性がある
- ・ 先天性異常／遺伝的影響は観られない
- ・ 作業員の発がん率に識別可能な上昇は観られない
- ・ 野生生物には一過性の影響が観られる

2-3. フォローアップ

UNSCEAR では、2013 年報告書を刊行した後も、福島やその周辺における状況について、新たに公表された研究成果を集約・評価して、年刊の白書（正式な国連総会報告書ではない刊行物）にまとめる作業を継続している。2017 年 1 月現在、2015 年白書[2]および 2016 年白書[3]がウェブ公開されている。

また、UNSCEAR 福島報告書および後続の白書の内容を日本の市民、特に福島県在住の人たちに深く理解してもらうことを狙いとして、UNSCEAR の専門家が継続して日本を訪れ、対話型の説明会を開催してきた。これまでに、UNSCEAR の主催により、福島市、郡山市（2014 年度）、いわき市、南相馬市（2015 年度）、会津若松市（2016 年度）および東京数か所で説明会が実施された。

これらのフォローアップ活動は今後も続けられる予定で、筆者もその円滑な実施のために引き続き力を尽くしたいと考えている。

参考文献

- [1] UNSCEAR: Levels and effects of radiation exposure due to the nuclear accident after the 2011 great east-Japan earthquake and tsunami. UNSCEAR 2013 Report to the General Assembly, with scientific annexes, Volume I: Report to the General Assembly, Scientific Annex A, 2014; United Nations, New York.
- [2] UNSCEAR: Fukushima 2015 White Paper: Developments since the 2013 UNSCEAR Report on the levels and effects of radiation exposure due to the nuclear accident following the great east-Japan earthquake and tsunami, 2015; United Nations, New York.
- [3] UNSCEAR: Fukushima 2016 White Paper: Developments since the 2013 UNSCEAR Report on the levels and effects of radiation exposure due to the nuclear accident following the great east-Japan earthquake and tsunami, 2016; United Nations, New York.

保健物理・環境科学部会セッション

東京電力福島原子力発電所事故に関連した国際機関の活動と今後の課題

Activities in international organizations concerning the Fukushima Daiichi accident and future issues

(2) 国際原子力機関（IAEA）の活動

(2) The Activities of IAEA

*米原 英典¹, 寺谷 俊康¹¹原子力規制庁 放射線対策・保障措置課

東京電力福島原子力発電所事故の対応として、IAEA が策定した行動計画、事故報告書の作成、及び福島県との協力プロジェクトなどの活動と放射線安全基準の見直しの状況について紹介する。

キーワード：国際原子力機関，IAEA，東京電力福島原子力発電所事故，原子力安全行動計画，RASSC，BSS

1. はじめに

事故に関連して IAEA が実施した放射線防護と環境モニタリングに関連する活動のうち、原子力安全行動計画（NSAP）、福島第一原発事故報告書の作成、および放射線モニタリングと環境修復の分野についての福島県との協力プロジェクトの状況について紹介する。また、RASSC（放射線安全基準委員会）における事故に関連した安全基準文書の改訂の状況と新たな安全文書の策定の計画などについて紹介する。

2. IAEA の東京電力福島原子力発電所事故に関連した活動

2-1. 原子力安全行動計画（NSAP）

2011 年 6 月に開催された閣僚会合において、事故で学んだことと教訓を活かして、原子力安全、緊急時への準備と対応および放射線防護を強化するために、IAEA は原子力安全行動計画（NSAP）を策定するように要請された。これを受けて、IAEA は 12 件のプロジェクトを含む行動計画を策定し 2015 年末までに実行した。この行動計画の一部として「福島第一原子力発電所事故報告書」が作成された。

2-2. 「福島第一原子力発電所事故報告書」の作成

報告書は、規制当局、原子力関係者など専門家とともに広く一般の人々を対象とするもので、約 180 名の専門家が協力して 2 年間以上の歳月をかけて作成し、2015 年に発行された。詳細版は 5 巻の分冊で構成されており、第 4 巻は放射線の影響についてまとめられ、放射線防護に対してとられた措置についてその課題と勧告が提示されている。

2-3. 放射線モニタリングと環境修復の分野における福島県との協力

平成 24 年 12 月に福島県と IAEA との間で協力に関する覚書が締結された。放射線モニタリング、除染、人の健康を優先分野と定めたうえで、IAEA と福島県がそれぞれ提案したプロジェクトが進行しており、前半の 3 年間（2013 年～2015 年）の結果が中間報告書としてとりまとめられている。

2-4. RASSC での安全文書の検討状況

多くの原子力施設関連の安全基準文書が見直される中、RASSC（放射線安全基準委員会）が主導し審議している国際基本安全基準（BSS）については、事故を踏まえた新たな内容の追加の必要は無いと判断した上で 2014 年に発行されている。今後、見直しがなされる見込みであるとともに、「過去の原子力または放射線の事象に影響を受けた地域での生活」等の新たな課題に関する文書の検討が始まっている。

3. まとめ

IAEA では原子力発電所事故の放射線防護上の教訓を踏まえ安全基準文書に反映する作業が続いている。

*Hidenori Yonehara¹ and Toshiyasu Teratani¹

¹Secretariat of Nuclear Regulation Authority

保健物理・環境科学部会セッション

東京電力福島原子力発電所事故に関連した国際機関の活動と今後の課題

Activities in international organizations concerning the Fukushima Daiichi accident and future issues

**(3) 国際放射線防護委員会(ICRP)の活動
-福島事故の教訓に基づく Publication 109, 111 の改訂-**

(3) The activities of ICRP

-Updates of Pub.109 and 111 based on the Fukushima accident-

*甲斐 倫明¹¹大分県立看護科学大学

ICRP は、福島第一原子力発電所事故後、福島ダイアログなどの地域住民との対話を続けてきた。福島事故の経験をもとに、緊急時および事故後復興期の放射線防護のあり方を再検討した ICRP Pub.109 および 111 の改訂作業の概要について紹介する。

キーワード：緊急時被ばく状況、現存被ばく状況、放射線防護文化、防護の最適化、参考レベル

1. 緒言

2011 年 3 月に発生した東日本大震災に伴う福島第一原子力発電所事故の経験は、従来の緊急時の放射線防護および事故後の放射線防護のあり方に大きな影響を与えた。ICRP の被ばく状況アプローチは放射線防護の基本的な枠組みであるが、我が国では 2007 年勧告の法令取り入れが進んでいないこともあって、福島事故時には法的な整備がないことが一層の混乱を招いた。ICRP Pub.109 および 111 の改訂は今後の緊急時対応及び事故後対応を想定した放射線防護の検討を加速するものとなる。

2. 緊急時被ばく状況

Publication 109 「緊急時被ばく状況における人々の防護のための委員会勧告の適用」は個々の防護策を単独で検討するのではなく、すべての被ばく経路に関連する防護策を全体として最適化することを勧告した。福島事故の経験は放射線科学に関する問題よりも広い社会的な側面を考慮して防護策を選択することが強調されている。参考レベルは個々の防護策ではなく全体の戦略を考えるためのレベルとして最適化を補助するものである。小児甲状腺モニタリング、緊急時作業員、食品管理など新たな課題が検討されている。

3. 現存被ばく状況としての復興期

現存被ばく状況の移行は地域復興に向けたフェーズであり、正当化と最適化を基礎とする放射線防護の枠組みが同様に適用される。この状況において放射線科学の問題以上に、多面的課題を考慮した複雑な復興プログラムを実施していかなければならない。復興は長期に及ぶために、政府レベルと自治体レベルに加えて、それらの支援のもとで住民自らが参加する防護に参加することが求められる。防護策の計画においてはステークホルダーの関与が重要な役割をもつようになる。

参考文献

- [1] M.Kai, Update of ICRP Publications 109 and 111. Health Phys. 110, 213-216, 2016.
- [2] M.Kai, Experience and current issues with recovery management from the Fukushima accident. Annals of the ICRP, 44, 153-161, 2015.

* Michiaki Kai¹

¹Oita University of Nursing and Health Sciences

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 1- Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal

[2C_PL] Final report from the Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal

最終報告書をとりまとめて

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room C (16-203 Building No.16)

[2C_PL01] Purpose explanation

*Hiroyuki Torii¹ (1. New Technology 21)

[2C_PL02] Positioning of direct disposal in the nuclear fuel cycle of Japan

*Muneo Morokuzu¹ (1. PONPO)

[2C_PL03] Issues on Disposal of High Level Radioactive Waste from the people

*Ryuichi Yamamoto¹ (1. JAEA)

「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会報告

—最終報告書をとりとめて—

Final report from the Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal

(1) 趣旨説明

Purpose explanation

鳥井 弘之¹¹テクノ未来塾

1. 本研究専門委員会を巡る社会的状況

- 原子力委員会が 2012 年に直接処分を核燃料サイクルの選択肢と位置づけ
- 政府は 2015 年 5 月に特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針を改訂

2. 研究委員会の検討経緯

- 全 5 回の準備会合；2012 年 11 月～2013 年 3 月
- 都合 45 回の研究委員会開催；2013 年 5 月～2017 年 3 月
- 日本原子力学会年会に於ける企画セッション
(2014 年春・秋、2015 年春・秋、2016 年春、2017 年 春)
- 外部との意見交換；2016 年 11 月のサイエンスアゴラでトークセッション開催
- 若手の参加；オブザーバーではあるが学生や若手研究者の参加もあった
- 有識者からのヒアリング；地層処分の専門家 原子力政策の専門家、核不拡散の専門家、倫理問題の専門家、日本語の専門家、原子力広報経験者、市民との対話の経験者など 8 名の方からのヒアリングも実施した。

3. 研究委員会の繰り返し議論された論点について

- 全量再処理政策と直接処分検討の関係について
 - ・ 核燃料サイクルにおける直接処分の位置づけについて
 - ・ ガラス固化体と直接処分の技術的・社会的相違点について
- 処分問題に共通する論点課題として以下の論点にも議論が集中した
 - ・ 広報活動と、求められるコミュニケーションの違いについて
 - ・ コミュニケーションや意志決定に於ける政治が果たすべき役割について
 - ・ 世代間の公平、将来世代に対する現世代の責任とは、現世代とは、など。
- 原子力全般に関わる事項について
 - ・ 社会が原子力施設を受け入れやすくなる環境の整備について
 - ・ 原子力に於けるコスト試算のあり方について

4. 本企画セッションの趣旨

- 研究委員会の最終時期を迎え、最終報告書のとりまとめに取り組んでおり、繰り返し議論した論点について学会員の皆さんに紹介し議論を深めたい
- サイエンスアゴラに於ける議論を紹介し、一般の方々が処分問題をどう受け取っているかを紹介したい
- 可能ならこの場の討論を次につなげたい。

¹HiroYuki Torii¹New Technology 21

「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会報告

—最終報告書を取りまとめて—

Final report from the Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal

(2) 我が国における核燃料サイクルと直接処分の在り方

—柔軟性と言う考え方—

Issues on Direct Disposal of High Level Radioactive Waste in Japan;

Think about Flexibility of Policy

諸葛宗男¹¹パブリックアウトリーチ

1. はじめに

我が国は原子力発電所で使用した核燃料は再処理して、プルトニウムとウランを取り出し、再使用することとしている。しかし、核燃料をリサイクルするとプルトニウムの高次化が進み、そのうちに原子炉で燃やせなくなる。要するにそのような使用済燃料は全量再処理との方針の為だけに再処理しても、取り出したプルトニウムを使えない。だから、全量再処理という考え方に拘らず、一部の使用済燃料は直接処分するとか、もっと柔軟に考えたかどうか、という考え方が原子力委員会で出てきた。再処理／直接処分併用方式（以下「併用方式」と略す。）の検討という考え方である。そして国は 2014 年度から、各研究機関で併用方式採用に向けた技術検討を行うよう要請し、現在は各機関とも既に技術検討に着手している。

本委員会は、このような環境の中、日本原子力学会としても併用方式を採用する場合の社会的な影響の検討が必要であろう、との認識で日本原子力学会の中に平成 25 年度に設置されて検討を進めてきた。

上述した通り、本委員会は基本的には併用方式を採用した場合、社会環境へどのような影響があるのかを検討するために設置されたが、委員の中には当然、処分場そのもののことも議論すべきという意見もあり、両者が若干混在する結果となった。委員会としては初期の目的を認識しており、議論の中では共存方式を採用する場合についての社会的影響評価が主体になっていることはもちろんである。

2. 併用方式の技術的方法

放射性廃棄物には低レベル放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物がある。両者とも地中に処分するが、種類によって処分方法が異なる。放射性廃棄物は、放射能レベルによって 4 区分されているが、現在埋設処分が進められているのは、「放射能レベルの比較的低い廃棄物」に分類されているものである。制御棒などの「放射能レベルの比較的高い廃棄物」は現在、原子力発電所内に保管されている。これについては、原子力規制委員会によって、地下 50 メートルより深い地中にコンクリートピットと同等以上の施設を設置して埋設処分することによって安全性を確保するとの基本的な考え方が示されている。

放射能レベルの高い、高レベル放射性廃棄物は日本のように再処理する国では、安定化させるた

Muneo Morokuzu¹¹PONPO

めガラスで固めて処分することとしている。したがって、高レベル放射性廃棄物はガラス固化体とも呼ばれている。ガラス固化体はオーバーパックと呼ばれる金属製容器に入れて、地下 300 メートル以深の地下に埋設し、地下水を防ぐために周囲をベントナイトと呼ぶ粘土で埋めることとしている。

一方、直接処分する国では使用済燃料の燃料集合体をキャニスターと呼ばれる金属製容器に入れて、地下 300 メートル以深の地下に埋設し、地下水を防ぐために周囲をベントナイトと呼ぶ、粘土で埋めることとしている。ガラス固化体を入れたオーバーパックを埋めるか、使用済燃料集合体を入れたキャニスターを埋めるかの違いだけで、隙間などの坑道をベントナイト等で埋め戻すのは両者とも共通である。

高レベル放射性廃棄物はゴミ処理の焼却場などと同じで、どの国でも NIMBY (Not In My Back Yard) (我が家の裏には御免) 施設として立地場所選定に苦勞している。立地場所が選定されているのはフィンランドのオルキオト処分場とスウェーデンのフォルスマルク処分場の 2 ヶ所だけである。偶然だが、両方とも直接処分の処分場である。国際的には我が国の他、フランスやロシアなどが再処理方針を採っていて、米国や北欧各国は直接処分方針を採っている。米国やドイツは一時、処分場の立地場所が決定したが、その後覆るなど複雑な状況にある。なお、各国の進捗状況は専門機関から適宜報告されている¹。

3. 併用方式の比較

併用方式の経済性であるが、使用済燃料を直接処分する場合は、処分場の建設費は安くなるが、再処理工場を廃止措置する費用、即ち政策変更コストを考慮すると割高になる。しかし、一部の使用済燃料だけ直接処分する場合は再処理工場の廃止措置費用が発生しない。そのため再処理するか直接処分するかの比較と同じになり、当然割安になる。したがって、併用方式の場合の経済性は割高とは言えない。原子力委員会の経済比較資料²によれば、中間貯蔵分を直接処分する場合、kWh 当たりの核燃料サイクル費は 1.43 円が 1.34 円に低減すると試算されている。

4. 併用方式の場合の直接処分の高レベル放射性廃棄物の処分場

併用方式の場合の処分場をどうするかであるが、ガラス固化体処分と直接処分は 2. で述べた通りガラス固化体のオーバーパックと直接処分のキャニスターの大きさが異なるため、坑道の寸法等は異なるが、坑道をベントナイト等で埋めるという似たような方法が採られるので、一つの処分場の中で、エリア分けをして、ガラス固化体処分エリアと直接処分エリアを併用することは可能である。そうすれば処分場の地上設備などは共用可能になる。

5. 直接処分費の試算

直接処分費用の試算について述べる。既に建設が進んでいるフィンランドやスウェーデンの技術資料では一つのキャスクに PWR 燃料の場合は 4 体、BWR や VVER 燃料は 12 体入れられることになっている。一方、我が国の評価では PWR 燃料は 2 体、BWR 燃料は 5 体としている。この結果、政府の試算³によると、直接処分はガラス固化体処分に比べて、処分場の体積は約 5 倍、潜在的有害度は約 8 倍となる。そして中間貯蔵分を直接処分した場合の直接処分費は、約 0.04 円/kWh になるとされている。

¹ 「諸外国における高レベル放射性廃棄物の処分について」, 経済産業省資源エネルギー庁電力・ガス事業部 放射性廃棄物対策課, 2016.2

² 「核燃料サイクル政策の選択肢に関する検討結果について」, 第 22 回原子力委員会資料 1-2, 2012.6.21.

³ 「核燃料サイクル・最終処分に関する現状と課題」, 経済産業省資源エネルギー庁, 総合資源エネルギー調査会原子力小委員会第 6 回会合資料 3, 2016.9

「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会報告

—最終報告書をとりとめて—

Final report from the Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal

(3) 市民から見た高レベル放射性廃棄物の処分の論点

—サイエンスアゴラの経験も含めて—

Issues on Disposal of High Level Radioactive Waste from the People;

Including Experience of the Science Agora

山本隆一¹¹原子力機構

1. はじめに

高レベル放射性廃棄物の地層処分については、いわゆる地層処分に関わる専門家集団の中では既に 40 有余年にわたる議論を経験していることも有って、将来世代に対する倫理的側面も含めて国際的にもほぼ合意が形成されていると言ってよいだろう^{*1}。しかしながら、例え原子力に関わっている技術者/研究者（≡原子力学会員；専攻はどうあれ、市民から見れば専門家集団の一員）であっても、処分に関わる議論に加わってこなかった者（報告者も含む）にとっては、この地層処分に関わる議論の理解は容易ではないのが本音のところであろう。ましてや、日常生活で原子力を身近に感じない一般市民にとって、「10 万年を超えて担保すべき安全」に関する議論は世代を超えた倫理的側面も含めて、全く荒唐無稽な「お話し」としか捉えられないのではなかろうか。

当委員会では発足当初よりこの点について繰り返し議論になり、人文・社会科学系のメンバーは勿論のこと、地層処分を専門としない技術系/研究系のメンバーからも、多くの疑問が提起され、地層処分専門家との間で議論となる場面が見られた。当委員会ではこうした経験を踏まえ地層処分の専門家とそれ以外のメンバーのギャップの所在を見極め、それを埋める方策を検討するべく、様々な分野の方から講演を頂いたり、若手のオブザーバーに協力を頂いたり、あるいはより一般市民に近い方々との対話を目指してサイエンスアゴラでトークセッションを開催したりしてきた。本論ではその一端を紹介し、当セッションに参加頂ける諸氏と市民目線の問題意識の共有を図りたい

2. 高レベル放射性廃棄物の処分に関わる議論～特に倫理的側面について～

使用済燃料そのものは勿論のこと、その再処理で生ずる高レベル放射性廃棄物のガラス固化体や副産物としての TRU 廃棄物は、それに起因するリスクが人類の歴史と比較評価されるほど非常に長い期間存在し続ける。それ故に、既に原子力の恩恵を受けてきた我々は、その結果として生ずる放射性廃棄物の放射能の影響から 10 万年を超える将来に至る超長期にわたって、人類と環境を如何に防護し続けるかという壮大なテーマに取り組まざるを得なくなっている。そこでは、我々が直接対話することもできない将来世代に対する責任といった、これまで人類が想像したことも経験したことも無い倫理的側面についての議論が含まれざるを得ない。当然ながら、その結論は自明ではなく、それどころか、様々な倫理的な立場が時には互いに対立したり、矛盾したりする場合さえ見られる。

Ryuichi Yamamoto¹¹IAEA

3. 市民の立場

では、これまでこういった情報を得る機会に触れず、それ故にそのことについて考える機会も無く、従ってその意思を表明することも無かったであろう大多数の一般市民はこの問題をどう捉えるのだろうか。その一端は、昨年 11 月に経験したサイエンスアゴラでのトークセッションから得られた一般参加者の発言から伺える。

同トークセッションでは NHK の「10 万年後の安全をどう守れるか」と題した番組（約 15 分）を視聴して頂いた後、20 名程度の参加者に 5 つのグループに分かれてもらい、ファシリテーターの進行で 40 分ほど自由討論をして頂いた。その結果、概略以下のような意見が有った。

- ① 放射性廃棄物については政府任せにするのではなく一人一人が考えて判断すべき
- ② 科学で分らないところをもっと国民に知らせて欲しい
- ③ 処分の方法を今全て決めるのか、新技術も出てくるのではないか、柔軟に対応できないか
- ④ 専門家間の合意はどこまでできているのか教えてほしい
- ⑤ 「現世代」というが、20 代もそこに入るのか、若手の中で議論が必要、興味がもてる説明が欲しい
- ⑥ 10 万年という長期ではなく、手前の数百年というところに重きを置いて議論してはどうか

4. 専門家集団としての方向性

これらの意見から導き出せる（広い意味での専門家集団としての）原子力学会としての方向性は以下のようなものになるのではないかと報告者は考えているが、諸氏の御意見を伺いたい。

- イ) 専門家集団は将来世代の権利や責任をどのように考えてきたか、広く市民に向けて情報発信する必要がある
- ロ) その中で、地下環境も含めて、自然についてどこまで理解できていてどこからが分らないのか良く議論し、市民に明示すべき
- ハ) また地層処分に関わる様々な分野の（狭い意味での）専門家間で合意できている部分と合意できていない部分について、それぞれ良く議論し、明示すべき
- ニ) その上で、現世代がやっておくべきと考えていることと、将来世代に任せるべきと考えていることを専門家集団からのメッセージとして明示すべき
- ホ) 一方で、専門家集団ができるのは科学的事実の説明でしかないので、これに基づいて国の方針を作ってもらうために、市民の代表としての政治家に働きかけるべき

以上

- *1 国際的な合意形成の証としては、以下のような文献が有る。例えば、何故、地層処分を選択するのかについて、はじめての世界的な合意事項となり、その後、世界の共通認識となったものとしては

OECD NEA(1984) :Geological disposal of radioactive waste.

また、廃棄物を発生させた世代が責任をもち、将来世代に負担を遺さないようにするという理念のもとに、合意を得つつ、また新たな技術の導入に柔軟でありつつ、段階的な進め方が重要としたものとしては

OECD/NEA(1995): The environmental and ethical basis of geological disposal. A collective option of the NEA RWMC

さらに、将来に負担を遺さないための決定的な手段として、基本的には地層の有する機能に安全確保を委ねるという、passive safety system が構築できるから地層処分、ということについては以下の文献が有る。

OECD NEA, 1999 Confidence in the long-term safety of deep geological repositories, Its development and communication.

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

[2D_PL] Recent Developments of Fast and Multi Channel DAQ System for Radiation Measurement Study

Chair: Jun Kwarabayashi (Tokyo City Univ.)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room D (16-204 Building No.16)

[2D_PL01] Real-time Image Processing for Radiography

*Koh-ichi Mochiki¹ (1. Tokyo City Univ.)

[2D_PL02] Development of LiTA System and Utilization of FPGA

*Setsuo Sato¹ (1. KEK)

[2D_PL03] Multi Channel DAQ System by Time over Threshold Technique

*Kenji Shimazoe¹ (1. Univ. of Tokyo)

[2D_PL04] Fast Processing by GPU Specialized for Nuclear Emulsion

*Toshiyuki Nakano¹ (1. Nagoya Univ.)

放射線工学部会セッション

放射線計測と多チャンネル・高速処理システム

Recent Developments of Fast and Multi Channel DAQ System for Radiation Measurement Study

(1) ラジオグラフィのための画像信号実時間処理

(1) Real-time Image Processing for Radiography

*持木幸一¹¹東京都市大学

1. はじめに

東京都市大学原子力研究所は平成2年に至るまで武蔵工大炉 (TRIGGER-2) が稼働しており、中性子ラジオグラフィ(NRG ; Neutron Radiography) による非破壊検査を受託事業とすべく、最先端の測定装置類を整備するとともに、動態の中性子透過像を録画するために、実時間画像処理装置 MDIPS (Musashi Dynamic Image Processing System)の開発に着手した。その後、当時の日本原子力研究所に 20MW の JRR3M が完成し NRG 専用の照射施設が整備され、中性子強度が 1.5×10^8 n/cm²/s と世界最高レベルの実験施設となり、動画像取得には最高の実験環境が整い、その場観察ができる実時間信号処理装置として MDIPS は活躍した。また、中性子・ γ 線同時表示装置やラチチュード拡大装置も開発された。一方では、低強度での NRG 装置として、線源に Cf-252 を用いた輝点重心法のための信号処理装置を開発し、この重心処理を高速度カメラの画像信号に適用する高速処理装置を開発中である。また、被検体の内部が立体的に表示される実時間立体透視装置の開発も行ってきた。これらの実時間画像信号処理装置について、当日は動画像を交えて概説する。

2. ラジオグラフィ用実時間画像処理装置

2-1. MDIPS

LiF;ZnS 中性子コンバータ上に生成される動画像を自作の SIT 管カメラで撮像し、図1に示すシステムで実時間処理し、ED ベータの録画装置に実験中に録画した。ラジオグラフィ独特の透過率や被検体の厚さやボイド率などの情報を疑似カラーで可視化するシステムとなっている。

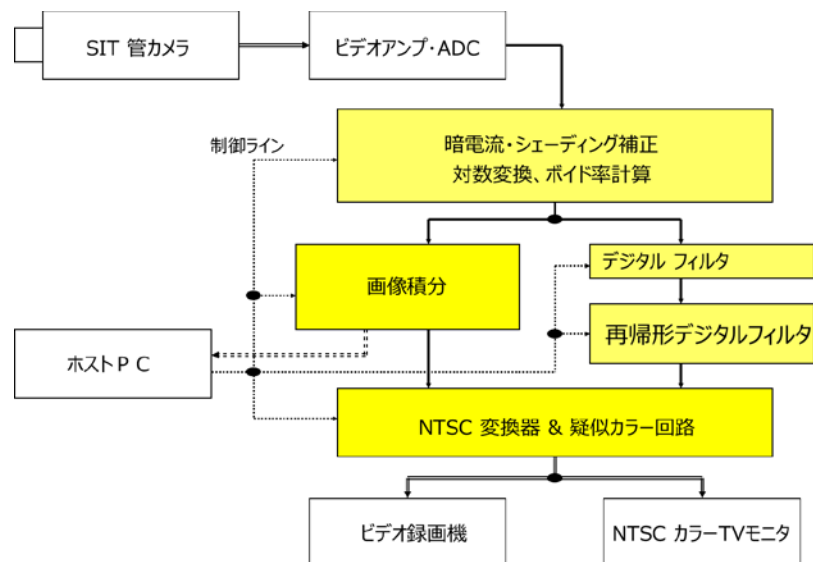


図1 中性子ラジオグラフィ用実時間画像処理装置

2-2. 中性子・ γ 線同時表示装置

東芝が開発した中性子は赤色成分に、 γ 線は緑色成分に多く情報を有する2色コンバータを使用し、一つのカラーカメラからの信号を赤と緑に分離し、連立方程式を解くことにより、中性子透過画像と γ 線透過画像を実時間で表示する装置である。

2-3. ラチチュード拡大装置

開発当時、通常の動画用 TV カメラは8ビット分解であり、階調分解能が不十分であった。静止画であれば積算処理で改善できた。そこで、動画像でも階調分解能をあげ、ラチチュードを拡大するために、中

性子コンバータの発光強度が青色、緑色、赤色の順で成分が多い蛍光体を作成し、動画像をカラーカメラで撮像し、各カラー成分の画像に青、緑、赤の順に重み係数が小さくなるようにして積和計算し、この合成後の数値に応じて疑似カラーで表示する実時間処理処置を開発した。

2-4. 中性子輝点重心超解像処理装置

低強度である Cf 中性子源を利用する撮像カメラやパルス中性子透過分光法で使用される高速度カメラでは、1 フレーム内に含まれる信号成分が極めて少ないため、中性子コンバータとカメラの間に光増倍用のイメージインテンシファイア (I.I.) を組み込んだシステムとなるが、この I.I. で画像にボケが発生し、解像度が劣化する要因となっている。そこで、各中性子発光輝点の重心画素座標を求め、その画素にだけ 1 を加算する方式を輝点重心処理法と呼び、図 2 にその実時間信号処理のブロック図を示す。また、重心計算において、少数点以下も利用し、さらに解像度を改善する方法を超解像処理と呼んでいる。

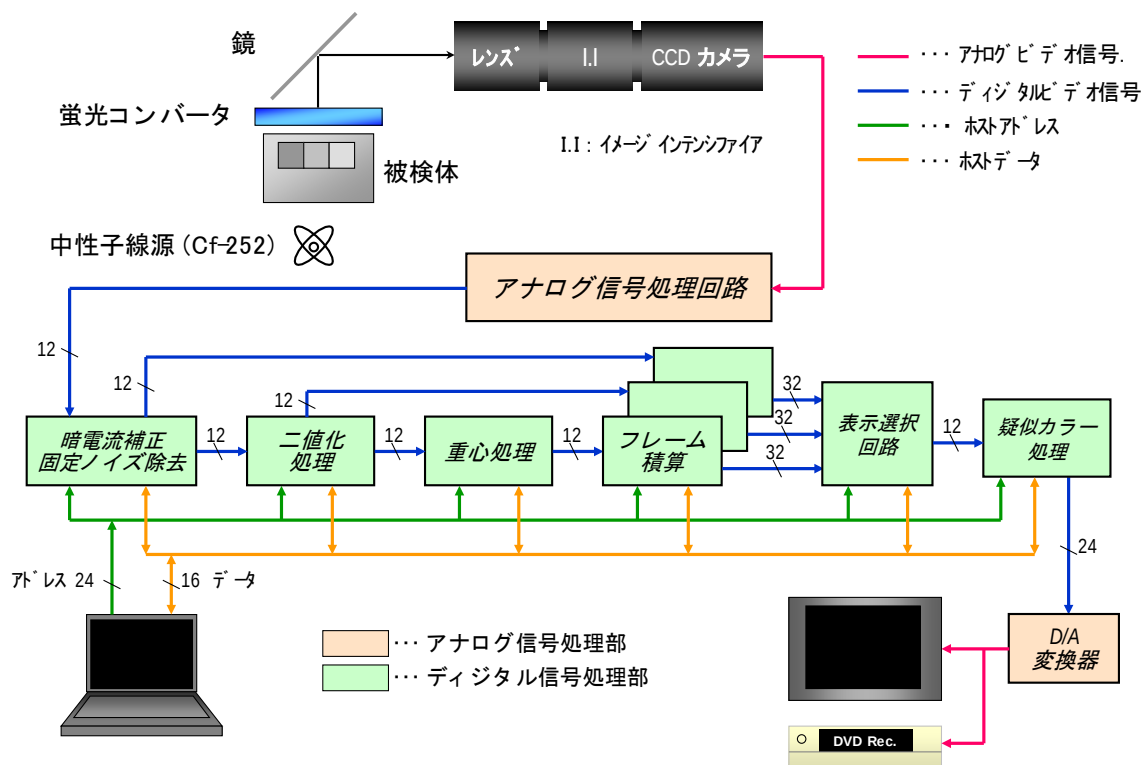


図 2 中性子輝点重心実時間処理装置

2-5. 立体透視装置

1 枚の蛍光コンバータで透過像を動画で取得し、被検体を一定速度で回転させておき、動画像遅延装置からの遅れた画像と現在の画像の 2 つの画像を左右の目に別々に映るような立体ディスプレイで表示する装置を開発した。X 線を使用する場合には、非破壊検査用立体透視システムが簡便に実現できる。

3. まとめ

開発した装置のほとんどは、武蔵工業大学の電気電子工学科やコンピュータメディア工学科時代に修士の学生が回路設計・基板設計・半田付け・制御ソフト作成など、一人で製作したもので、研究室の技術レベルや学生のスキルアップのために最新のデジタル部品や開発環境を用いて開発した。テーマにはそれぞれユニークさはあったが、共用に耐える装置としては完成度が低いものであった。とはいえ、学生の能力を最大限に伸ばすことには大いに役に立つものであった。

*Koh-ichi Mochiki¹

¹Tokyo City Univ..

放射線工学部会セッション

放射線計測と多チャンネル・高速処理システム

Recent Developments of Fast and Multi Channel DAQ System for Radiation Measurement Study

(2) LiTA システム開発と FPGA 活用

(2) Development of LiTA system and Utilization of FPGA

*佐藤 節夫¹¹高エネルギー加速器研究機構

1. はじめに

現在、簡便に使用できる高計数率で位置分解能が良い検出器がほとんどない。そこで、これらの要求を満たし、原理が簡単で確実に動作するピクセル検出器を開発した。検出器には、 16×16 のマルチアノード型光電子増倍管 (MA-PMT) を使用したため、256 ピクセルの信号を処理する。ピクセルごとに高速処理する高計数率モードと、ピクセル間の重心計算をする高位置分解能モードを持つ。全ピクセルに高速アナログ→デジタル変換回路 (ADC) を付け、波形処理で信号強度を求めた。256 個の ADC を VME 規格のダブルハイト (約 23cm) 1 枚幅 (2cm) サイズの 4 モジュールに収めた。高速処理やピクセル間比較のために、最新のゲートアレイ (FPGA) を活用している。LiTA システムの構成と性能を説明し、FPGA での処理の概要を報告したい。

2. LiTA システム

2-1. 基本構成及び FPGA の活用

中性子実験で一番よく使用されているのは ^3He ガス検出器で、高い検出効率であり、 γ 線をほとんど感じない。また、封じ切りで何十年もほとんど変化なく使用できる。反面、ガス管であるために位置分解能は 8mm ぐらいが限界であり、計数率も 10kcps (count per second) 程度が限界である。LiTA システムはこれらの限界を超えるために開発した。 ^3He 検出器の 40% 程度の検出効率で、3mm の位置分解能で、50Mcps の計数率に耐えられる。

LiTA システムは、中性子とシンチレータの反応光を、 16×16 配列の MA-PMT を使用して検出する。3.04mm 間隔の配置なので、49mm 角の受光面となる。256 ピクセルの信号をアンプで増幅し、高速 ADC でデジタル化し、FPGA で中性子を判別して制御 PC にネットワークで送り出す。256 ピクセル分の高速 ADC を 4 枚の VME 規格モジュールに持つ。各 ADC は 40MHz-12bit でピクセル信号をサンプリングし、波形処理でパルスを判別し、波高値を求める。その後の処理で高計数率モードと高位置分解能モードに分かれる。

ADC は高密度化のために 8 入力型を使用し、LVS 信号でシリアル出力する。40MHz-10bit なので、400MHz で受信する。この信号を 1 個の FPGA で 32 ピクセル分受信するので、FPGA の性能を最大限に引き出す必要がある。400MHz のクロック周波数を 1/2 の 200MHz に下げるために DDR で送られてくるので、FPGA の DDR 機能を活用している。ADC を FPGA の近くに配置し、なるべくクロスせずに最短になるピンを選んで配線している。また、1 個の ADC-IC の 8 入力信号が FPGA の単一の内部ブロックに収まるように配置したり、時間制約を掛けたりして、FPGA の仕様・特性を考慮した設計にしている。

2-2. 高計数率モード

高速 ADC で得られた波高値から、単純にヒストグラムに分類蓄積していく。位置分解能は実ピクセルサイズの 3mm となるが、計数率は 50Mcps になる。中性子シンチレータに使用している ^6Li は反応光の残光時間が 100~200ns 程度なので、200ns のパルス幅と仮定して 10% 損失 (パルスの重なり) に抑えると、平均

で 2 μ s に 1 パルスまで許容される。1 ピクセルあたり 0.5Mcps 程度なので、256 ピクセルに平均に分散されたとすると、125Mcps 程度まで測定できることがわかる。

この高速にデータを処理するために、ピクセルごとに平均で 2 μ s 内に 1 データが処理できればよいので、比較的容易である。ただし、2 個の大容量外部メモリ IC に書き込むので、100Mcps の測定をする場合、20ns にデータの更新（読出し、処理、書き込み）ができなくてはならない。平均で 100Mcps の処理は不可能であるが、通常の時間分析測定ではピーク負荷に耐えられれば良いので、先入先出（FIFO）メモリを FPGA の内部メモリで構成すれば、ピーク負荷が吸収できるので、可能である。

2-2. 高位置分解能モード

高計数率モードでは、シンチレータを互いのピクセル間でクロストークが起こらない程度に小さくする必要があり、高価な検出器になる。また、位置分解能がアノード間隔に制限されるので、3mm しか得られない。そこで、計数率を犠牲にして、切らないシンチレータを使用し、ピクセル間のクロストークを利用した重心計算で、アノード間隔より細かい位置分解能を得る、高位置分解能モードを開発した。8 分割ができるようになり、0.4mm のピクセルサイズで計測できるようになった。シンチレータからの反応光を数ピクセルに広げるので、計数率は 5Mcps 程度が限界になる。

重心計算を FPGA 内で行うのはほとんど不可能なので、中性子と思われるピクセルデータを検出することに専念し、実際の重心計算は制御 PC で行う。具体的には、FPGA の並列処理を利用して 256 ピクセルを隣り合った 4 ピクセルまとまりに区分し、その区分ごとに信号があった場合に最大値を持つピクセルと周りの 8 ピクセルの波高値をイベントデータとして制御 PC に送り出す。取り込みやすい配置で入力した信号を FPGA 内で実際の隣同士に 2 次元的に配置し直し、並列に比較していくアルゴリズムは煩雑であったが、高性能な FPGA のお蔭で達成できた。

3. まとめ

LiTA システムの複雑で高速性能が要求される処理を、FPGA で実現できた。LiTA システムの特長は FPGA のプログラミングにより作り出されているといえる。

ADC を高密度化するために、DDR でシリアルに出力される 8 入力 ADC を使用した。1 モジュールあたり 400Mbps (bit per second) で 256 ピクセル分の DDR 入力処理ができています。

高計数率モードでは、全体で 50Mcps の中性子データが処理できている。外部メモリの処理速度は追いつかないが、FPGA 内に高速 FIFO メモリを構成することでピーク負荷に耐えられる。

重心計算では、実空間での隣同士の比較が必要であるので、FPGA の設計の柔軟性を活用して、ハードウェアの変更を最小にし、プログラムで吸収できた。

*Setsuo Satoh¹

¹High Energy Accelerator Research Organization.

放射線工学部会セッション

放射線計測と多チャンネル・高速処理システム

Recent Developments of Fast and Multi Channel DAQ System for Radiation Measurement Study

(3) Time over Threshold 方式による多チャンネル信号処理

(3) Multi Channel DAQ System by Time over Threshold Technique

*島添 健次¹¹東京大学

1. 背景

近年の放射線測定技術、発生技術の高度化により、低被曝線量を目指したフォトンカウンティング検出器や PET (Positron Emission Tomography)等の医用イメージング装置では高速の応答および微細ピクセルを有する検出器が求められている。また廃炉等などの過酷環境下などにおいては高計数率耐性を有する検出器の開発が望まれている。

2. 放射線計測と多チャンネル信号処理システム

2-1. Time over Threshold(TOT)方式による多チャンネル信号処理

TOT は閾値を超えた時間情報から入射したエネルギーを推定する方法である。回路構成が比較的簡易であり、ピクセルサイズの小型化、ピクセル数の増大に伴い、読出回路面積や消費電力の制約が大きいエネルギー計測を必要とするピクセル検出器において有望な信号処理技術である。エネルギー情報をパルス幅情報にエンコードするため後段の FPGA(Field Programmable Gate Array) 等のデジタル信号処理との相性がよい。欧米で主に使用されている Medipix 等のピクセル検出器においても TOT 方式が採用されている。一方で通常の TOT 方式はエネルギーの線形性に問題あるためコンプトンカメラなどのエネルギー分解型の検出器には適用が困難であった。著者らは動的閾値を用いる dTOT 方式やスルーレートを制限する方式を考案し適用することでエネルギー線形性の改善を行ってきた。

2-2. TOT 法を用いたイメージング検出器

TOT は立ち上がりエッジに時間情報、パルス幅にエネルギー情報を有した信号伝送であるため、時間情報エネルギー情報を必要とする幅広い放射線検出器に適用が可能である。著者らは、TOT 方式を搭載した ASIC(Application Specific Integrated Circuit 専用集積回路)の開発により、無人ヘリ搭載型のコンプトンカメラ、高エネルギーX線を用いた CT 用のフォトンカウンティング検出器、高速高位置分解能を有する次世代型 PET システムへの適用を初めて行ってきた。本講演においてはこれらの開発を行ってきた放射線イメージング検出器およびアプリケーションを含めた研究を紹介することとしたい。

2-3. 今後の開発と展望

現在 TOF (Time Of Flight)型 PET およびコンプトンカメラのハイブリッドイメージング検出器に応用可能な高速時間分解能、エネルギー分解能を有する ASIC の開発を進めている。また TOT 方式を含めたアナログデジタル変換技術に加えてデータの圧縮や読出まで含めたシステムの集積化が今後期待される。

*Kenji Shimazoe¹¹Tokyo Univ.

放射線工学部会セッション

放射線計測と多チャンネル・高速処理システム

Recent Developments of Fast and Multi Channel DAQ System for Radiation Measurement Study

(4) 原子核乾板読み出しに特化した GPU による高速情報処理

(4) Fast Processing by GPU Specialized for Nuclear Emulsion

*中野 敏行¹, 吉本雅浩¹, 駒谷良輔¹¹名古屋大学

1. 序

原子核乾板（図 1）は飛跡記録型の放射線検出器として 1950 年代に本質的な部分が確立し、サブミクロンに達する空間分解能を生かして、様々な研究に応用されてきた。写真乾板の一種である原子核乾板は、荷電粒子が原子核乳剤中のハロゲン化銀結晶を通過し、生成された潜像を現像することで微小な銀粒子として固定する。最少電離粒子の飛跡は、 $100\mu\text{m}$ あたり 30-40 個の微小な銀粒子の並びとして記録される。原子核乳剤層の厚さは一般に $50\mu\text{m}$ 以上と、通常の写真フィルムよりも大幅に厚い事も特徴であり、それによって飛跡情報を完全な 3 次元情報として得ることができる。我々名古屋大学のグループにおいては、原子核乾板の高分解能よってのみ成しえる短寿命な素粒子やニュートリノ等の素粒子研究に用いてきた。近年では、ミューオンラジオグラフィーなどへの応用など、飛跡検出器として大面積化や多層化による量的な拡大が強く望まれ、原子核乾板に記録された飛跡読み取りの高速化が重要な課題となっている。

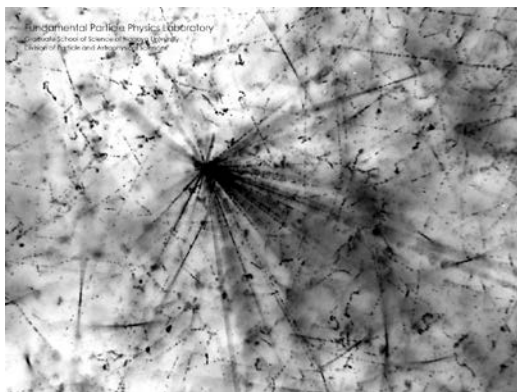


図 1. 原子核乾板に記録された飛跡の光学顕微鏡での観察例。高エネルギー原子核による反応。蒸発核子および、多重発生による中間子を読み取ることができる。

2. 原子核乾板飛跡の読み取り手法の高速化

我々は 1980 年代から、光学顕微鏡による原子核乾板の読み取り手法について継続的に開発を行ってきた（図 2）。原子核乾板には、製造から現像までの飛跡をすべて蓄積するという性質から、多くの場合には不要である自然放射能に起因する低エネルギー成分が多く記録されており、運動量が大きくより直線的な飛跡情報のみを画像処理によって選択的に抽出する必要がある。最新の読み取り装置である“HTS”（図 3）は、 $5\text{mm} \times 5\text{mm}$ の視野を持つ光学顕微鏡であり、72 個の撮像素子を用いて視野を 1 億 5 千万画素でデジタル化する。さらに、厚さ約 $60\mu\text{m}$ の乳剤層を深度方向に $4\mu\text{m}$ 間隔で撮影することで、乳剤層のほぼ完全な 3 次元情報を取り込むことを可能にする。これらを単純な画像データとして保存すれば、 100cm^2 あたりテラバイトに相当する。その情報量は膨大であり、保存することが困難であることから、リアルタイムに飛跡を抽出し記録することが必須である。従来装置では、飛跡抽出における画像処理には FPGA を用いてきたが、HTS では高速性・アルゴリズムの自由

度から GPU による 3 次元画像処理を採用した。

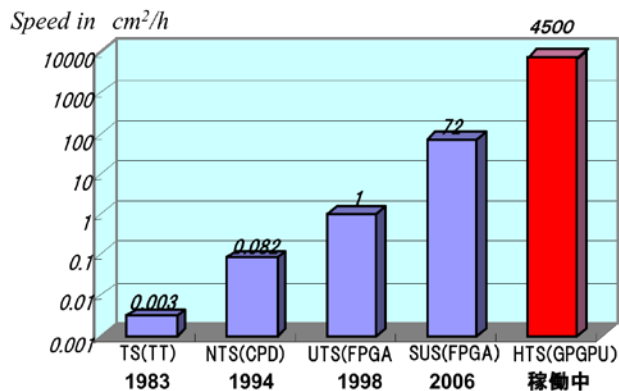


図 2. これまでに開発した原子核乾板読み取り装置のスループットの変遷。

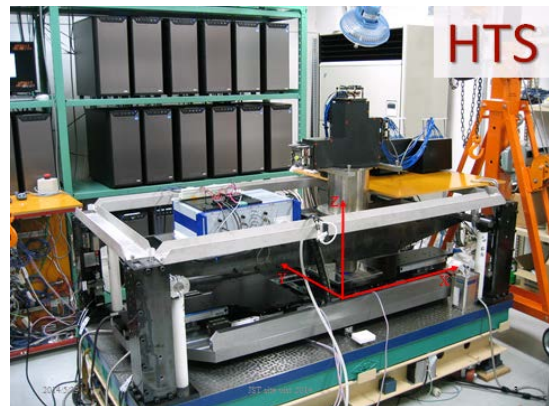


図 3. 最新の読み取り装置。手前が撮像用光学顕微鏡装置、後に 36 台の画像処理用 PC 群が並ぶ。

3. 性能

HTS の現状でのスループットは、1 秒間に 5 視野、すなわち毎時 4500cm²に相当し、一世代前の装置に比べて 60 倍を得ることが可能となった。これには、36 台の PC と 72 基の GPU によって、画像の 2 次元フィルター処理および 3 次元飛跡探索処理を行うことで達成した。飛跡の検出効率については、支持体の両面に乳剤層を持つ両面乾板において、表および裏の両方で認識できたもののみを検出できたとした場合でも概ね 97%を達成している。また、両面乾板 1 枚によって得ることができる飛跡の角度は、支持体の両面で飛跡を接続することで、片面で測定するよりも高精度な角度を算出することができる。この場合、垂直入射時でおおよそ 2.4mrad を得ることができており、この角度精度から推定される片面における飛跡の位置精度は 0.34 μ m となっている。

4. まとめと展望

HTS は従来比で 2 桁近い読み取りスループットの改善をし、大量の原子核乾板の読み取りを可能にすることができた。今後ますます大規模化する、次世代の素粒子実験、気球搭載型ガンマ線観測による天文学、宇宙線によるミュオンラジオグラフィーへの応用や、我々の気付かなかった分野へのさらなる発展が期待できると考えている。

* Toshiyuki Nakano¹, Masahiro Yoshimoto¹ and Kousuke Komatani¹

¹Nagoya Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network | International Nuclear Information Network

[2E_PL] Progress of OECD/NEA Data Bank and the Japanese involvement

Chair: Atsushi Mukunoki (JGC)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room E (16-205 Building No.16)

[2E_PL01] Progress of OECD/NEA Data Bank and the Japanese involvement

*Kiyoshi Matsumoto¹ (1. Waseda Univ.)

(Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room E)

[2E_PL01] Progress of OECD/NEA Data Bank and the Japanese involvement

*Kiyoshi Matsumoto¹ (1. Waseda Univ.)

経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）は1958年に発足し、日本は1972年に加盟しました。OECD/NEAの一部門であるデータバンクは、原子力の研究開発に必要な核データ及び計算コードの開発、収集、妥当性検証及び提供等を実施しています。日本は1978年の設立当初から参加し、最大拠出国であり、国内登録機関数も他国を圧倒して最大です。講演者は、NEAデータバンクのHeadを2011年5月から2016年8月まで務めました。この5年数カ月の経験から、NEAデータバンクの歴史、現状、課題、日本との関係について、紹介・報告を、講演者の感想も加えてお話しします。

[2F_PL] Teaching materials of nuclear engineering for higher education using e-Learning systems

Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room F (16-206 Building No.16)

[2F_PL01] Global Nuclear Educational Network and Model Programs for Strategic Nuclear Human Resource Development

*Kenji Takeshita¹ (1. Tokyo Tech)

[2F_PL02] Capacity building activities in the field of nuclear engineering at Hokkaido University using Massive Open Online Course (MOOC) and Open Educational Resources (OER)

*Tamotsu Kozaki¹ (1. Hokkaido Univ.)

[2F_PL03] Practice of Remote Lectures Linking 55 NIT Campuses across Japan by Using Live Response Analyzer System

*Hideki Tenzou^{1,2} (1. National Inst. of Tech., 2. NIT Kagawa College)

教育委員会セッション

高専～大学院向け原子力 e 教材

Teaching materials of nuclear engineering for higher education using e-Learning systems

(1) グローバル原子力人材育成ネットワークによる戦略的教育モデル事業

(1) Global Nuclear Educational Network and Model Programs
for Strategic Nuclear Human Resource Development* 竹下健二¹, 西村 章¹¹東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所

1. 事業の目的 平成 22 年度に設立された「国際原子力人材育成大学連合ネット」をさらに発展させ、原子力教育・研究に携わっている有志の 16 大学と国内の産業界が連携・協力して、福島第一原子力発電所事故から得られた教訓を国内のみならず世界の次世代の若者達と共有し、国内外の質の高い国際原子力人材を戦略的、効果的に、効率的に育成することにより、原子力施設の安全確保や危機管理に貢献する。

2. 本事業の実施内容 平成 25 年度～27 年度の 3 ヶ年に亘り以下の 3 つの課題を通してアジア原子力教育ネットワークの構築を進めた。実施内容とその成果は以下の通りである。

(1) 横断的原子力基礎教育シリーズ・セミナー 原子力基礎（入門）教育に関するシリーズ・セミナー事業として TV 遠隔システムを用いた「原子力道場」を実施した。原子力道場は 3 年間で全 9 回実施し福島原発事故に関連して原発の安全性、防災、危機管理などの講義を配信した。参加学生数は 1 回のセミナーで 100 人以上、全 9 回の延べ人数は 1113 名であった。また参加学生は学部学生が過半数で、非原子力の学生が 6 割以上を占め、本セミナーが原子力の基礎知識の普及と次世代の原子力人材の確保に有益であった。

(2) グローバル原子力人材育成 福島原発事故を教訓とした新たな国際基準策定への貢献や新規導入国の期待に応える人材育成のため、原子力工学の基礎知識を既に有している優秀な学生を選抜し、アジア諸国や IAEA 等に派遣し、現地の専門家・学生との討論や意見交換を行った。派遣学生からは外国から原子力事情を見直せたこと、異文化の相手との論議を通して国際感覚を養うことができたなど、本事業はグローバル人材育成に有益であった。

(3) アジア原子力教育ネットワーク(ANEN)構築 福島原発事故の教訓を踏まえてアジアにおける原子力施設の安全確保や危機管理教育に寄与するため、アジア各国と連携してアジア原子力教育ネットワーク(ANEN)を構築した。具体的には参加各国と日本を国際 TV ネットワークで結び、日本から各国に講義を配信するシステムを構築した。マレーシア、タイ等東南アジア諸国への講義配信では 3 回の講義で延べ約 90 名の受講生があり、これらの学生から講義内容が有益でかつ大いに興味を持てたこと、講義の継続を強く希望するなどのアンケート結果が得られ、相手国の原子力基礎教育の推進に大変有益であった。

3. 成果のまとめと今後の展開 本事業を通して、次のような TV 遠隔講義の有効性が確認できた。

①講師、受講学生共に負担が少なく、全国どこからでも優良な講義を配信できる

②原子力人材の裾野を広げる上で有効な手段である

③海外では自国内での専門家不足で聞けない講義を聞くことができ継続的な配信が求められている

更に海外人材派遣と組み合わせることで、国際原子力人材の育成に本事業が大いに寄与することも確認できた。今後、このネットワークをグローバルに発展させ、連携大学も全国 18 大学に拡大する。既に平成 28 年度より新規に「グローバル原子力人材ネットワークによる戦略的教育モデル事業」を開始している。

*Kenji Takeshita¹ and Akira Nishimura¹ ¹Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Tech.

教育委員会セッション

高専～大学院向け原子力 e 教材

Teaching materials of nuclear engineering for higher education using e-Learning systems

(2) 北大における原子力工学分野の大規模公開オンライン講座および
オープン教材を活用した原子力人材育成(2) Capacity building activities in the field of nuclear engineering at Hokkaido University
using Massive Open Online Course (MOOC) and Open Educational Resources (OER)小崎 完¹¹北海道大学

1. はじめに

情報通信技術を活用した教育・学習の展開が重要となっている。ここでは、本学の原子力系教員が中心となって、学内外の教員・研究者ならびに本学オープンエデュケーションセンターと連携して近年実施している、オープン教材を活用した原子力工学分野の教育活動の概要を紹介する。

2. オープン教材を活用した原子力教育

2-1. オープン教材の制作と公開

2013 年より、文部科学省の原子力人材育成補助事業（国際原子力人材イニシアティブ事業）として開講した講義をビデオに収録し、編集・著作権処理の後にオープン教材（動画）として順次、本学サーバー⁽¹⁾および iTunes U のコンテンツとして一般公開している。これまでに、原子炉工学、環境放射能、廃炉工学、放射性廃棄物処理工学などの分野を中心に基礎から応用まで 80 以上の講義を収録し、このうち 13 の講義を公開した。これらのダウンロード数は、iTunes U のみでも累計で約 7,000 件である（2016 年 10 月末現在）。

2-2. 大規模公開オンライン講座（MOOC）の開講

MIT およびハーバード大が設立した MOOC の公開サービス組織（edX）から提供依頼を受け、2015 年に「Effects of Radiation: An Introduction to Radiation and Radioactivity（英語版）」⁽²⁾を開講した。この講座の受講生は世界 133 ヶ国、3,600 名を超え、その後 edX から応用編の開講依頼があるなどの反響があった。

2-3. OER を用いた教養科目の開講

日本語版化した MOOC 用教材を用いた北海道内 7 大学向け教養教育科目（一般教育演習）を 2016 年に開講した。受講生は文系の学生 7 名を含む計 20 名であった。ここでは、オープン教材を用いた反転授業を行った他、学習管理システムによる受講生の予習状況や内容理解の把握を試みた。

3. 今後の課題

オープン教材の視聴者は多様であるため、原子力の幅広い領域をカバーし、また受講生の学習レベルに応じて入門から応用までの教材を用意することが望ましい。また、制作済の教材でも内容の更新が必要になるケースもあることから、これらを着実に実施できる体制の構築・維持が不可欠である。同様に、オープン教材の制作・公開には、高度な編集、著作権処理、サーバー管理などに対応できる専門スタッフの育成と確保が大きな課題である。

参考文献

(1) <http://ocw.hokudai.ac.jp/>,(2) <https://www.edx.org/course/effects-radiation-introduction-radiation-oecx-radio101x>

*Tamotsu Kozaki¹¹Hokkaido Univ.

教育委員会セッション

高専～大学院向け原子力 e 教材

Teaching materials of nuclear engineering for higher education using e-Learning systems

(3) 国立高専を対象としたライブアンケートシステム
を活用する遠隔講義の実践例(3) Practice of Remote Lectures Linking 55 NIT Campuses across Japan
by Using Live Response Analyzer System紀聖治¹, 高田英治², *天造秀樹³, 坂本文人⁴, 斎藤誠紀⁵, 鈴木茂和⁶, 箕田充志⁷, 中村格⁸¹国立高等専門学校 理事, ²富山高等専門学校, ³香川高等専門学校, ⁴秋田工業高等専門学校, ⁵釧路工業高等専門学校, ⁶福島工業高等専門学校, ⁷松江工業高等専門学校, ⁸鹿児島工業高等専門学校

1. はじめに

全国 55 か所にある高専キャンパスには GI-net という共通の遠隔テレビ会議システムが設置されており、遠隔講義や会議などに使用できるようになっている。原子力に関する専門科目を有しない高専生のために文科省の原子力人材育成事業を活用して、2014 年度から 2016 年度までの間に全国の高専に対し、大学等から専門家を招聘し、90 分の遠隔講義を 31 回、のべ 3,215 人の学生及び教職員に実施してきた。その際に、各講演を録画しており、次年度以降の講義に活用するとともに、配信時間に参加できなかった高専がダウンロードして聴講できるようにした。また、講演者と聴講者の双方向性を改善するためにライブアンケートシステム「Mentimeter」も導入した。本システムにより、学生が携帯電話から WEB を介してリアルタイムにアンケートに回答できる。本報告では Mentimeter を利用した遠隔講義の実践例を紹介する。

2. 国立高専を対象にした遠隔講義の実践

現在、全 15 回分の講義とその講義資料が高専機構のサーバ上に収録されており、放射線の基礎から計測、原子炉、核燃料サイクル、放射線防護までのコンテンツを任意のタイミングで聴講できるようになっている。図 1 に遠隔講義実施中に講義内容に関する質問を集計しているときの様子を示す。講師は各キャンパスの部屋の様子とともに学生らが回答してくる様子を見て、理解度や意見をリアルタイムに確認することができていた。

3. 教育効果

核燃料サイクルに関する講義を実施したときのブレポスト式アンケートによる学生の意識変化の例を図 2 に示す。講義の前後で半数程の学生に意識変化が起こったことが確認できた。また、Mentimeter により、簡便に意識変化などを確認できるようになった。



図1. 配信中のモニター映像

Q. 原子力発電の必要性に関して理解していますか

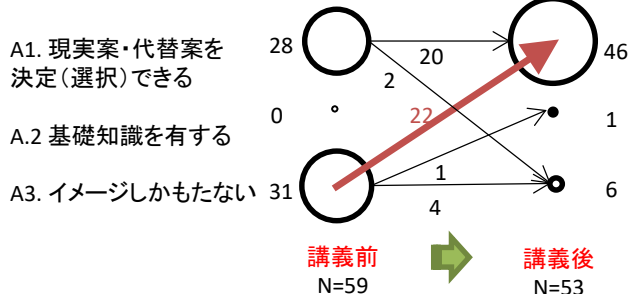


図2. 原子力発電に対する遠隔講義前後の意識変化

*Hideki Tenzou³³National Institute of Technology, Kagawa College.

[2G_PL] Development of technologies for reduction in volume and toxicity of high-level radioactive wastes

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room G (16-207 Building No.16)

[2G_PL01] Nuclear fuel cycle strategy for reduction in volume and toxicity of radioactive wastes

*Kiyoshi Ono¹ (1. JAEA)

[2G_PL02] Challenges in fast reactor cycle

*Seichiro Maeda¹ (1. JAEA)

[2G_PL03] Challenges in dedicated nuclear transmutation cycle

*Kazufumi Tsujimoto¹ (1. JAEA)

新型炉部会セッション

高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減に向けた技術開発

Development of technologies for reduction in volume and toxicity of high-level radioactive wastes

(1) 放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための核燃料サイクル戦略

(1) Nuclear fuel cycle strategy for reduction in volume and toxicity of radioactive wastes

小野 清¹¹日本原子力研究開発機構

1. はじめに

平成 25 年 9 月に文部科学省がまとめた「もんじゅ研究計画」では、高速炉サイクルの研究開発分野における重要な取組として提示した 3 本柱の一つとして、「廃棄物の減容及び有害度の低減を目指した研究開発が挙げられた。同じ頃、文部科学省の「群分離・核変換技術評価作業部会」では、加速器駆動システム (ADS) を中心とした研究開発についても推進する方向性が示された。平成 26 年 4 月に閣議決定された「エネルギー基本計画」においては、資源の有効利用及び高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、長期的かつ計画的に講ずべき施策として核燃料サイクル政策の推進を基本方針とすることが改めて示された。その後、平成 27 年 7 月に、経済産業省より長期エネルギー需給見通しが公表され、2030 年度の発電目標として、国内総発電力量 1,065TWh のうち原子力発電の割合を 20～22%とした。このような将来の原子力発電を念頭に、廃棄物の減容及び有害度の低減を目指した高速炉や加速器駆動システムを導入した核燃料戦略の姿を紹介する。

2. 高速炉サイクル及び加速器駆動システムでのマイナーアクチノイドのリサイクル

放射性廃棄物の減容化・有害度低減のために、特に着目すべき重要な核種はマイナーアクチノイド (MA) である。高速炉を用いた MA の核変換 (MA リサイクル) システムでは、MA は MOX 燃料に 3～5%の割合で均質に装荷されリサイクルされる。現在の軽水炉体系から将来は最終的に高速炉体系に移行するシナリオを想定した場合、全ての高速炉で MA がリサイクルされ、高速炉燃料加工施設において MA 装荷燃料を取り扱うことになる。この他、軽水炉体系から高速炉体系に完全に移行せず、軽水炉やプルサーマルの体系と共存するシナリオも考えられる。共存シナリオにおいても、高速炉サイクル導入による使用済燃料貯蔵量の削減やプルトニウムインベントリーの低減を始め、高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減の効果は現れる。

一方、加速器駆動システムを用いた MA の核変換 (MA リサイクル) システムでは、軽水炉体系とは別に MA リサイクルを行う小規模なシステムを導入する。いわゆる階層型核変換サイクルと呼ばれる加速器駆動システムを用いたシステムは、MA の核変換を効率よく行うことが可能であり、高速炉サイクルでの MA リサイクルと同様、高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減等廃棄物処分に大きく貢献できる。

3. 終わりに

2030 年以降の原子力発電利用の見通しがはっきりしない中、原子力発電がある一定割合で推移すると想定した場合、高速炉サイクルあるいは加速器駆動システムによる MA リサイクルの導入により、廃棄物減容及び有害度低減の効果があることが分かった。

Kiyoshi Ono¹¹ Japan Atomic Energy Agency

新型炉部会セッション

高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減に向けた技術開発

Development of technologies for reduction in volume and toxicity of high-level radioactive wastes

(2) 高速炉サイクルにおけるチャレンジ

(2) Challenges in fast reactor cycle

前田 誠一郎¹¹日本原子力研究開発機構

1. はじめに

高速炉とこれに関連する燃料サイクル（燃料製造、再処理）を用いたシステムは人類にとって持続可能なエネルギーを供給する有力な技術的選択肢の一つと考えられている。ここで、高速炉サイクルから排出される高レベル放射性廃棄物はガラス固化体として深地層処分する計画であるが、長期的な放射性を有するマイナーアクチニド（MA）を高レベル放射性廃棄物から除外することは、地層処分場への負荷や潜在的な有害度の低減に寄与し、廃棄物課題の解決に向けた有効な手段となる。高速炉サイクルは、MA を燃料の一部として、そのシステム内に取り込み、その豊富な高エネルギー中性子を利用してエネルギー源として活用することが可能である。

2. 高速炉サイクルでの MA 利用に向けた多様な分野におけるチャレンジ

高速炉燃料において MA を活用する際には、ウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）燃料に MA を数%のレベルで含有させた MA 含有 MOX 燃料を適用する。このため、MA を含有することによる MOX 燃料の物性（融点、熱伝導度等）への影響が体系的に研究されており、その影響が軽微であることが判明しつつある。また、MA 含有 MOX 燃料の原子炉内の照射挙動を把握するため、既に高速実験炉「常陽」において Am（最大約 5wt%）及び Np（約 2wt%）を含む MOX 燃料の照射試験が進められ、ペレット組織変化等の貴重な知見が得られている。「常陽」の運転が再開した後には、燃焼に伴った挙動を確認する長期照射試験や熱的性能を確認するための溶融限界線出力試験を含む、体系的な照射試験を実施する計画である。これらの照射挙動データは MA 含有 MOX 燃料の燃料挙動解析コード等の開発に反映される。

小規模であるものの高速炉での MA リサイクルの実証試験プロジェクトとして、SmART (Small Amount of Reuse Fuel Test) サイクル計画が進められており、高レベル放射性物質研究施設(CPF)にて、「常陽」の使用済み燃料から 1g 以上の MA (Np, Am, Cm) が既に回収されている。今後、MA 溶液の転換を行い、照射燃料試験施設 (AGF) にてペレット製造、ピン加工を行い、「常陽」にて照射して一連のサイクルを実証する予定である。

また、1 サイクル当たりの MA 核変換率を上げるために必要な長寿命被覆管材として、高速中性子による損傷に高いレベルまで耐えられる酸化物分散強化型 (ODS) フェライト鋼の開発が進められ、製造技術の改良、強度基準の整備が着実に進められている。

3. 終わりに

平成 28 年 12 月末に原子力関係閣僚会議で決定された「高速炉開発の方針」では、高速炉システムの意義が再確認され、高速増殖原型炉「もんじゅ」以降の実証炉に向けた戦略ロードマップを策定することが示された。これらのチャレンジがこのロードマップに反映されていくことが期待される。

Seiichiro Maeda¹¹ Japan Atomic Energy Agency

新型炉部会セッション

高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減に向けた技術開発

Development of technologies for reduction in volume and toxicity of high-level radioactive wastes

(3) 核変換サイクルにおけるチャレンジ

(3) Challenge in the dedicated transmutation cycle

辻本 和文¹¹日本原子力研究開発機構

1. はじめに

分離変換技術は、商用発電サイクルの再処理工場で発生する高レベル廃液から長寿命核種であるマイナーアクチノイド(MA:Np,Am,Cm)を分離回収して、安定核種または短寿命核種に核変換する技術である。分離変換技術を導入した MA リサイクルシステム概念としては、大別して「均質サイクル型」と「階層型」がある(図1)。「均質サイクル型」では、核変換対象の MA を発電用高速炉燃料に均質に混ぜて燃料として用いるのに対して、「階層型」では、商用発電サイクルとは別の核変換を専門に行う小規模の核変換専用サイクルを用いる。「階層型」概念における核変換システムとしては、コンパクトな核変換専用サイクルで効率よく集中的に核変換を行うために加速器駆動システム(Accelerator Driven System: ADS)を用いる。それぞれの概念で特徴がり、「均質サイクル型」は、高速炉による商用発電と核変換を同時に行うことができるメリットがあり、高速炉による核燃料サイクルが実現した場合には合理的な選択肢である。一方、「階層型」は、発電用核燃料サイクルと核変換システムを切り離すことで、発電用核燃料サイクルの状況から独立して着実に高レベル放射性廃棄物処分に貢献できることが大きな特徴となる。本稿では、核変換システムとしての ADS の概要を述べるとともに、日本原子力研究開発機構(JAEA)で実施されている ADS 研究開発の現状及び将来計画を紹介する。

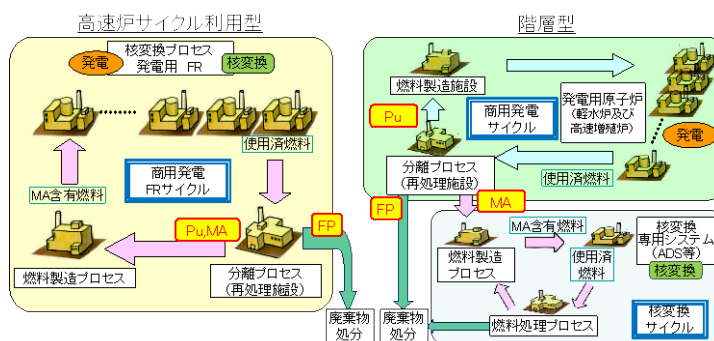


図1 原子力機構で研究開発を実施している二種類の MA 核変換燃料サイクル概念

2. 階層型核変換サイクルの概要および研究開発の状況

2-1. 加速器駆動システム(ADS)

ADS は、加速器と未臨界炉を組み合わせたシステムである。ADS の運転及び MA 核変換の原理を図2に示す。加速器で数百 MeV から数 GeV に加速した陽子を標的である重核種に入射すると、核破砕反応と呼ばれる反応が起き、大量の中性子が放出される。標的である重核種の周りに MA を主成分とする燃料を設置し、標的から放出された大量の中性子を照射すると、MA は中性子を吸収して核分裂反応を起こし、主に短寿命または非放射性の核分裂生成物になる。臨界状態、すなわち核分裂の連鎖反応が外部中性子源無しに一定状態で保持される通常の原子炉とは異なり、ADS では MA 燃料を装荷した炉心を常に未臨界状態にしておく。これにより、加速器からのビーム入射で未臨界炉心内の核分裂連鎖反応は一定状態に保持されるが、ビームを止めれば直ちに連鎖反応は停止するため、安全性の高いシステムとすることができる。

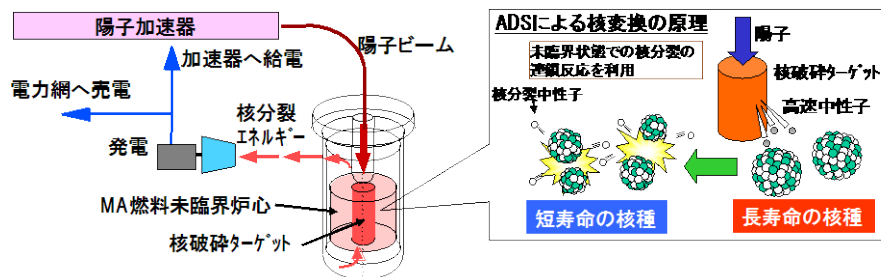
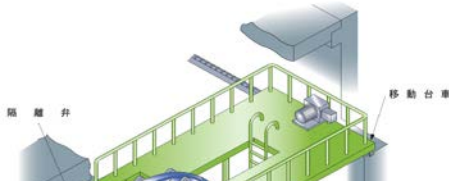


図2 ADSの原理

ADS を MA 核変換システムとして用いることの利点は、比較的コンパクトなシステムに MA を大量に装荷して MA の核変換量を大きくして効率よく MA の核変換を行うことができるという点にある。中性子による MA の核分裂反応は中性子のエネルギーが 1MeV 以上の領域で大きくなるので、MA を核分裂させて核変換するためには、高速中性子を用いるのが効率的である。しかし、高速炉で MA を核変換する場合には、原子炉の運転制御性の観点からいくつかの問題点が生じる。例えば、正のフィードバック効果を持つ冷却材ボイド反応度が大きくなる一方で負のフィードバック効果を持つドップラー効果は小さくなる。このために、高速炉では装荷できる MA は燃料の数%程度に制限される。一方、ADS は未臨界なので上記の問題点の影響は小さく、燃料の約 60%程度まで MA を装荷することが可能となる。

ADS用の中性子源として用いる高エネルギー陽子による核破砕反応は、発生中性子当たりの投入エネルギーが少なく、かつ除熱が少なくてもすむという利点があるが、大強度の陽子加速器の開発が必要である。ADS用の大強度陽子加速器としては、線形加速器が最も有望であると考えられている。線形加速器の加速空洞を超伝導体で製造して超伝導化することで加速器性能（エネルギー効率）を飛躍的に向上できると考えられる。核破砕反応で発生する中性子数は、標的核種の質量数にほぼ比例するので、質量数の大きい核種を標的核種に用いることが望ましい。ADS用ターゲットとしては、ターゲット自体を冷却材として使える液体ターゲットを用いるのが主流の考え方であり、ADS用液体ターゲットとして最も注目されているのは、鉛ビスマス共晶合金である。鉛45%とビスマス55%の場合、融点(124℃)から沸点(1670℃)まで幅広い温度域で液体であるために比較的扱いやすい。MAを主成分とする燃料で構成される未臨界炉心の冷却には、核破砕ターゲット冷却と同じものを使用するのが設計上合理的であり、液体ターゲットの場合には、ターゲット材が炉心冷却材としても使用される。



JAEA が提案する ADS (図 3) は、超伝導陽子加速器と高速中性子スペクトル未臨界炉心を組み合わせたタンク型システムで、炉心冷却材及び核破砕ターゲットには溶融鉛ビスマス合金を、MA を大量に含む燃料には窒化物を使用する。JAEA では、これまでに ADS の各構成要素に対する基礎的な研究開発を実施してきた。ADS 用加速器については、超伝導線形加速器の構成要素となるクライオモジュールの試作・試験を行い、連続ビーム高エネルギー加速器の技術的成立性に関する基礎的なデータを得てい

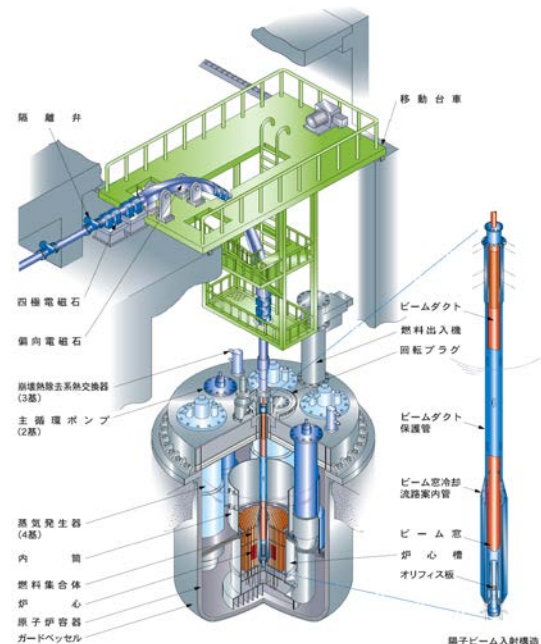


図3 JAEAで検討している熱出力800MWの鉛ビスマス冷却タンク型ADS概念

る。また、J-PARC では加速エネルギー400MeV の陽子加速器を建設・運転を行っており、J-PARC 加速器の運転経験を蓄積し、加速器信頼性の向上を図っていく。鉛ビスマス技術及び核破砕ターゲット技術については、鉛ビスマス中の材料腐食試験、熱流動試験、不純物挙動試験、材料照射試験等が行われている。材料腐食に関しては、静的腐食試験及びループ試験により、腐食の温度・酸素濃度依存性に関する基礎的データが取得されている。また、材料の腐食特性に大きく関係する酸素濃度測定・制御システムの開発が進められている。さらに、スイスのポールシェラー研究所の陽子加速器を使って行われた MEGAPIE 国際共同実験で約 1MW の鉛ビスマス核破砕ターゲットの約 4 ヶ月にわたる運転に成功し、現在、ビーム窓材料等の照射後試験が参加各国で進められている。未臨界炉の設計に関しては、核的・熱的・構造面からの解析的研究が進められている。通常の原子炉と最も大きく異なるビーム窓については、球殻を組み合わせたビーム窓概念と流調ノズルの設置による温度及び座屈強度を考慮した概念が検討されている。また、未臨界度の監視技術に関しては、臨界集合体を用いた炉物理試験により、基礎的な見通しが得られている。

2-2. マイナーアクチノイド核変換用製造・再処理

ADS 用の MA 含有燃料としては、窒化物燃料の使用を想定している。図 4 には、MA 核変換用窒化物燃料」の製造工程の概要案を示す。これまでの検討結果から、MA 核変換用燃料として、ウランを含まない高濃度 MA 含有窒化物燃料が第一候補とされている。窒化物燃料は、燃料中に MA 元素を多様な組成で安定な状態で共存させることが可能である点が MA 核変換燃料として適している。また、融点が高く、かつ熱伝導率が大きいため、定常運転条件において燃料温度を融点よりも十分に低く保つことによって燃料中の物質の移動を抑制することが可能である（「コールド・フューエル(cold fuel)」概念）。これによって、燃料の燃焼に伴う FP ガス放出やスエリングなどが抑制されるという利点がある。一方、天然窒素を用いる場合に大量に生成する C-14 の生成を抑えるために天然存在比が 0.36% の N-15 を濃縮して使用すること、空気雰囲気では化学的安定性が十分ではないため不活性ガス雰囲気で行う必要があることなどの課題がある。また、これまでに高速炉用燃料用の (U, Pu)N などを含めた窒化物燃料の照射挙動については、十分に把握されているとは言えず、今後の試験研究が必要である。なお、燃焼による MA の生成を抑制し MA 核変換速度を大きくするためには、U を含まない燃料が有利である。U を含まない燃料で問題となる燃焼による反応度変化の抑制を実現するために、現在の設計では燃料中に Pu を含むことにしている (MA と Pu の重量比はおよそ 3:2)。また、熱出力調整のために燃料中に含む中性子に対して不活性な母材の第一候補は ZrN であり、その濃度は約 50wt% としている。ZrN は、MA 窒化物や Pu 窒化物と固溶体を形成するため、燃料内の核種分布の均質性を確保するとともに、化学的に不安定な MA 窒化物の安定性を改善することにも寄与する[4, 8]。MA 及び Pu(超ウラン元素: TRU) 含有窒化物の製造については、実験室規模では、原料である酸化物を炭素粉末と混合し、窒素ガス気流中で加熱する炭素熱還元法による窒化物生成後に窒素-水素気流中での加熱により残存炭素を除去する調製法が確立されている。これまでに、この方法などで調製された各種の TRU 含有窒化物を用いた物性測定が実施され、その物性値はデータ集にまとめられている。

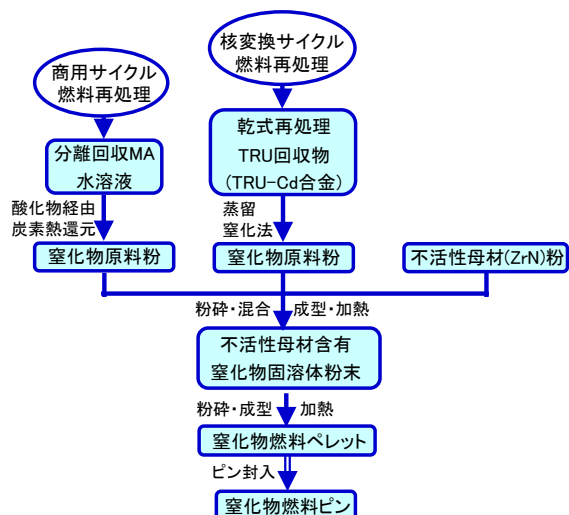


図 4 MA 核変換用窒化物燃料製造工程の概要案

MA 核変換率を向上させるためには、MA 核変換終了後の使用済燃料から残存する TRU を回収し、それを原料として次のサイクルで使用する燃料を製造することが必要である。この燃料処理工程においては、使用済燃料中の核分裂生成物(FP)を分離して安定な廃棄体とする工程も不可欠である。TRU 窒化物は硝酸に可溶であるため、TRU 窒化物への湿式再処理法の適用は可能であると考えられている。しかし、これまでの検討では硝酸に直接溶解すると N-15 の回収が不可能であること、及び処理工程の製品で得られる硝酸溶液から窒化物を製造するには多くの工程が必要なことから湿式再処理法のメリットはないとされている。一方、窒化物燃料は高融点のセラミックスでありながら金属と同程度の電気伝導度を示すこと、窒化物の生成自由エネルギーは熔融塩電解による溶解が可能な程度であること、及び N-15 の回収が比較的容易であることから、金属燃料再処理法として開発された熔融塩電解を主工程とする乾式処理法を第一候補として研究開発を行っている。図 5 には、現在検討されている MA 核変換用窒化物燃料の乾式処理工程の概要案を示す。熔融塩電解工程においては、陽極において窒化物が窒素ガスを発生しながら溶解し、金属元素はイオン化して熔融塩中に溶解する。陽極における金属元素溶解後の熔融塩電解工程の原理は金属燃料再処理と同様で、TRU は塩化物の生成自由エネルギーの差を利用して FP と分離され、陰極において回収される。これまでに検討されてきた陰極に液体 Cd を用いる方法は、Pu と MA を一括回収することができるため、原理的に核拡散抵抗性を大きくすることにも寄与する。熔融塩電解によって液体 Cd 陰極中に回収された TRU 元素を窒化物に転換する再窒化工程では、窒素ガス気流中で TRU-Cd 合金を 700℃程度で加熱する「蒸留窒化法」が開発された。これまでに原子力機構では、Pu 及び MA を含んだ窒化物を用いて実験室規模の乾式処理法要素技術に関する試験を実施し、その原理的成立性を確認している。

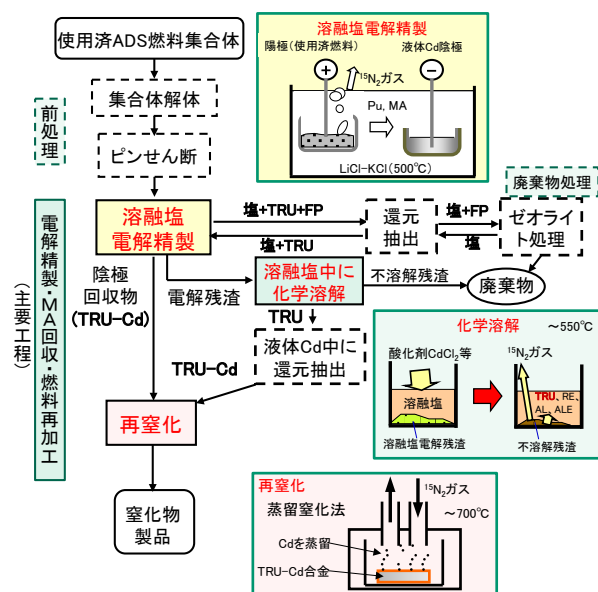


図 5 MA 核変換用窒化物燃料の乾式処理工程の概要

なお、核変換専用サイクルで取り扱う物質の量については以下のように評価されている。現在の ADS(熱出力 800MW)の設計では、炉心に装荷する MA 量は約 2.6t、Pu 量は約 1.8t (TRU 合計 4.4t)であり、1 燃焼サイクル(約 2 年間)で核変換される MA 量は 0.5t である[5, 8]。この MA 量は軽水炉 10 基から 2 年間に発生する量に相当し、軽水炉 40 基から発生する MA を核変換するためには 4 基の ADS が必要となる。4 基の ADS 用の燃料として合計 17.6t(燃焼期間が 2 年間なので、1 年当たり 8.8t)の TRU を含んだ燃料の製造、及び同程度の量の使用済燃料の処理を実施することが必要となる。単純に取り扱う燃料の重量で比較すると、核変換専用サイクルの物量規模は、商用発電サイクルの 1/100 程度であると言える。

3. 今後の計画

ADS に関する基礎的な研究開発が実施されているが、実現には多くの技術課題がある。現在、JAEA では J-PARC の陽子加速器を用いて ADS の枢要技術に対する研究開発を行う核変換実験施設 (TEF: Transmutation Experimental Facility) の建設を計画している。TEF は、400MeV-250kW の陽子ビームを鉛ビスマス核破砕ターゲットに入射して ADS 用中性子源の技術開発と材料照射を行う ADS ターゲット試験施設 (TEF-T: ADS Target Test Facility) と高速中性子スペクトルの臨界集合体と低出力 (10W 程度) 陽子ビ

ームを組み合わせて ADS や FBR を用いた核変換システムの炉物理特性を研究する核変換物理実験施設（TEF-P：Transmutation Physics Experimental Facility）で構成される。TEF-T は、ADS 用ビーム窓材料の流動鉛ビスマス中での材料照射試験を行うとともに液体鉛ビスマスターゲット取扱技術の開発を研究開発目的としている。TEF-P は、未臨界状態とした臨界実験施設に陽子ビームを導入し、高速中性子増倍体系

を核破碎中性子源で駆動する実験装置である。未臨界度の測定精度や反応度に関する情報の精度を高めるために、臨界状態での実験も行う臨界実験装置である。平成 25 年度から実施された「文部科学省 原子力科学技術委員会 群分離・核変換技術評価作業部会」の「中間的論点の取りまとめ」(平成 25 年 11 月)においては、「J-PARC の核変換実験施設については、次のステージに向けて進むことが適当と考える」と評価されており、今後、TEF 建設に向けた取組を進めていく計画である。

また、「中間的論点の取りまとめ」においては、階層型燃料サイクル概念の燃料サイクル技術を含めた各技術分野について、「技術成熟度の検討を行った結果、概ね、概念開発段階から原理実証段階に移行することが可能な研究開発段階にあり、工学規模の次のステージに移行することが適当である」と評価された。また、既に原理実証段階にあり実用化に近いと評価されている「高速炉サイクル利用型」に対する技術的オプションとしての成立性の判断に必要なデータ・知見を蓄積していくことが必要である、と指摘された。これらの指摘に対して、原子力機構では使用済 MA 核変換用窒化物燃料の乾式再処理技術の技術成熟度を原理実証段階まで引き上げることを目指し、以前よりも取扱試料量の多い試験に適した装置の開発とコールド模擬試料を用いた試験、及び MA の発熱を考慮に入れたバッチサイズの評価などを実施してきた。今後は、TRU 試料を用いた小規模試験をさらに進め、照射済み酸化燃料の湿式処理で得られた廃液から分離回収した MA を用いた試験を実施するとともに、高速炉用金属燃料再処理技術として研究開発が進められてきた塩浴からの FP 除去技術や塩廃棄物の処理技術、及び電解残渣の化学溶解などの周辺工程も含めた技術の工学規模での実証を目指したコールド試験などの取り組みを開始する予定である。

参考文献

- 1) 「「群分離・核変換技術評価について」の中間的な論点のとりまとめについて」文部科学省 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会 群分離・核変換技術評価作業部会 (2013 年 11 月)。



図 6 核変換実験施設(TEF)の概念図

Kazufumi Tsujimoto¹

¹ Japan Atomic Energy Agency

[2I_PL] Challenges and Solutions of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room I (16-304 Building No.16)

[2I_PL01] Current Status and Challenges of R&Ds and Human Resource Development related to Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

*Ken Nakajima¹ (1. Kyoto Univ.)

[2I_PL02] The Causes and Practicable Measures for Computer Security Incidents in Nuclear Facilities

*Toshio Nawa¹ (1. Cyber Defense Institute)

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核不拡散・核セキュリティに関する諸課題とその対策

Challenges and Solutions of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

**(1) 核不拡散・核セキュリティ関連の研究開発、人材育成に関する現状と課題
(MEXT 核不拡散・核セキュリティ部会に参加して)**

(1) Current Status and Challenges of R&Ds and Human Resource Development related to Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security (MEXT Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security Working Group)

中島 健¹

¹京都大学

1. はじめに

文部科学省・原子力科学技術委員会では、「核不拡散・核セキュリティの強化に必要な研究開発課題、人材育成手法、我が国の保障措置の信頼性向上核セキュリティ体制強化に向けた世界的な流れが加速していく中で、我が国における核不拡散・核セキュリティ体制強化に必要な研究開発課題や人材育成手法その他諸課題について調査検討を行う。」ことを活動内容とした「核不拡散・核セキュリティ作業部会」が設置されている¹⁾。報告者は、平成 27 年より、同作業部会に参加してきた。本報告では、同作業部会の最近の活動経験を踏まえて、核不拡散・核セキュリティ関連の研究開発、人材育成の動向について述べる。

2. 核不拡散・核セキュリティ作業部会について

過去の記録によると、標記作業部会は、平成 22 年 4 月に開催された第 1 回核セキュリティサミットを踏まえ、文部科学省において核不拡散・核セキュリティ分野における基礎研究、人材育成事業を開始することとして、「原子力分野の研究開発に関する委員会」（現：原子力科学技術委員会）のもとに設置された。平成 23 年 1 月には第 1 回会合が開催され、その後 2 回にわたり関連技術開発の事前評価及び検討を行った後、しばらく活動休止の状態であったが、平成 27 年度より大幅に委員を交代して活動を再開している（平成 27 年 5 月に第 4 回会合を開催後、平成 28 年 12 月までに 7 回開催）。平成 27 年の第 4 回会合において示された本作業部会の主な検討事項は以下のとおりである。

- (1) 核不拡散・核セキュリティ体制強化に必要な研究開発課題について
- (2) 核不拡散・核セキュリティ体制強化に必要な人材育成手法について
- (3) その他、核不拡散・核セキュリティに関する諸課題について

平成 27 年度には、同作業部会において、我が国の核不拡散・核セキュリティの中核機関である日本原子力研究開発機構の核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN）の活動について、これまでの活動の評価及び今後取り組むべき事項についての検討を主に行った。平成 28 年度は、「核不拡散・核セキュリティ分野の国内外のニーズ、同分野における我が国の強みや技術開発課題等を整理し、今後進めるべき技術開発テーマを同定するために必要な情報を俯瞰図等にまとめる。」こととしている。

本セッションでは、これら最近の核不拡散・核セキュリティ作業部会の活動状況について報告するとともに、報告者の視点から、今後の方向性について述べる。

参考資料 1) http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/076/index.htm

Ken Nakajima¹

¹Kyoto Univ.

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核不拡散・核セキュリティに関する諸課題とその対策

Challenges and Solutions of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

(2) 原子力施設においてサイバーセキュリティ事案が発生する要因と現実的な対策

(2) The Causes and Practicable Measures for Computer Security Incidents in Nuclear Facilities

名和 利男¹¹サイバーディフェンス研究所**1. 原子力施設を取り巻くサイバー環境の変化**

ここ数年、サイバー環境は国家レベルから個人レベルまで大きく変化し、社会生活や経済生活に大きな影響を与えている。これに変化の中で、原子力施設もさまざまな領域で巻き込まれ始めている。この状況を原子力施設の「外的変化」及び「内的変化」の観点で眺めると、現在及び今後のサイバーセキュリティ事案の発生を許してしまう環境が理解できる。

1-1. 外的変化

- 重要インフラを標的とした「サイバー攻撃の発生頻度の向上」
- サイバー攻撃技術の極端な高度化及び巧妙化による「検知不能領域の拡大」
- 自動制御システム計装エンジニアリングにおける「汎用的な技術及び製品」の浸透

1-2. 内的変化

- HMI 及び計測制御装置における「汎用的な技術及び製品」への依存度の高まり
- 「エアギャップネットワーク」に対する IT 情報機器のアクセス頻度の向上
- 敷地内及び施設内における電子機器及びネットワークの「共用化」

2. 主なサイバーセキュリティ事案とその発生要因

さまざまな制約や要求の厳しさが増している原子力施設において、高品質・低コスト・短納期を実現し、かつシステム稼働の安定性が確保された「汎用的な技術及び製品」の導入が段階的に行われている。この状況に、上述の外的変化及び内的変化の影響が加わることで、「通常利用する可搬記憶媒体」、「管理不足の IT 情報機器やネットワーク」そして「持ち込み電子機器」等を介したサイバーセキュリティ事案の発生可能性が高まってきている。さらに、多層請負構造の中で発生する「設置時にハードウェア内部に組み込まれたモジュール」や IT 情報機器の扱いに慣れた「施設内部の業務従事者」による不正活動に起因した事案も発生も強く懸念されている。

2-1. 「業務利用する可搬記憶媒体」を介した不正プログラムによる不正挙動

- 情報（業務）システムに対して計測・制御システムの計測データ等を取り込む等のために「業務利用する可搬記憶媒体」は、不正プログラムの展開手段として攻撃利用されることがある。その多くは、情報（業務）システムの内部に、それを実行する別の不正プログラムが検知回避された状態で存在している。

2-2. 「管理不足の設備機器のネットワーク」を介した不正侵入

- 原子力施設におけるレガシーシステム（計算機システム等）の多くは、特注の専用システムであることが多く、段階的に進んだネットワーク化された全体構成が十分に文書化されていないため、運

ユーザーがネットワークの接続形態を正確に把握できていない領域が発生している。

2-3. 「持ち込み電子機器」を介した不正侵入

- プライベート利用或いは保守管理の目的で原子力施設に持ち込まれる電子機器は、悪意のある高度なプログラムが内在されていた場合、一定条件下で非接触通信により不正侵入が成功する可能性がある。

2-4. 「調達時にハードウェア内部に組み込まれた不正モジュール」による不正挙動

- 調達時に十分な技術的審査を行っていない場合、製造或いはキitting時にハードウェア内部に不正モジュールが組み込まれるケースが発生している。この不正モジュールは、計測・制御システムの設備を停止させてしまう可能性がある。

2-5. 「施設内部の業務従事者」によるシステムの不正操作

- 施設内部の業務従事者に対するセキュリティ文化の醸成や個人の信頼性確認制度の導入の不徹底が続いた場合、業務従事者による不正操作を許す職場環境が作られてしまう懸念がある。

3. 現実的な対策

サイバーセキュリティ事案に対する現実的な対策は、“情報（資産）”を対象とする「情報セキュリティ体制」ではなく、“設備とプロセス”を対象とする「（サイバーセキュリティ）事案対応態勢」を構築する必要がある。

3-1. 「情報セキュリティ体制」と「事案対応態勢」の違い

- 「情報セキュリティ体制」は管理策（Security Control）に基づいた各担当者の役割分担を重要視するが、「事案対応態勢」は想定事案に相応する対応行動及びその能力維持を重要視する。

3-2. 「事案対応態勢」の構築のための重要ポイント

- 全ての関係者が、徹底的な状況認識（Situation Awareness）を行うこと。
- 専任されたチームが、検知（Detect）→トリアージ（Triage）→対応行動（Respond）の各プロセスを確立及び実務能力の構築を行うこと。

3-3. 「事案対応態勢」の継続強化ためのアクションアイテム

- 状況認識（Situation Awareness）の共有や向上のために、サイバーセキュリティ事案への対応態勢関係者による定例会及び外部の専門家を招聘した勉強会を実施。
- 連絡体制の維持のために、定期的な疎通確認訓練（Communication Check Drill）或いは電話会議（Teleconference）を実施。
- 意思決定能力の向上及び最新の脅威動向の把握のために、脅威シナリオをベースにした TTX（Table Top Exercise; 机上演習）を実施。

Toshio Nawa¹

¹ Cyber Defense Institute, Inc.

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

[2J_PL] Status and perspective of the accident tolerant fuel cladding and control rod development

Chair: Shigeharu Ukai (Hokkaido Univ.)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room J (16-305 Building No.16)

[2J_PL01] Development of the FeCrAl-ODS fuel cladding

*Kan Sakamoto¹ (1. NFD)

[2J_PL02] Development of the SiC/SiC fuel cladding

*Tatsuya Hinoki¹ (1. Kyoto Univ.)

[2J_PL03] Development of the accident tolerant control rod

*Hirokazu Ohta¹ (1. CRIEPI)

事故耐性燃料被覆管及び制御棒開発の現状と今後の展望

Status and perspective of the accident tolerant fuel cladding and control rod development

(1) FeCrAl-ODS 鋼被覆管の開発

(1) Development of the FeCrAl-ODS fuel cladding

*坂本 寛¹¹日本核燃料開発株式会社

1. 背景

シビアアクシデント時における軽水炉の安全性向上には、既存システムとの整合を考慮しながら炉心（燃料棒や制御棒等）に使用される材料の事故耐性を向上させることが有効である。燃料被覆管では、高温水蒸気に対する酸化耐性を向上させて反応熱及び水素発生を抑制すること、また燃料を含む隣接材料との反応を抑制することで事故耐性を向上することが可能である。なお、当然のことながら安定した発電のためには、燃料被覆管は炉内において長期にわたり健全性を保つ必要があり、事故耐性の向上だけでなく、通常運転時の適合性、成立性も現行燃料と同等以上であることが求められる。本発表では、事故耐性燃料被覆管の候補の一つである FeCrAl-ODS 鋼被覆管の開発の現状と今後の展望について紹介する。

2. FeCrAl-ODS 鋼の特徴

FeCrAl-ODS 鋼は、鉄、クロム、アルミニウムを主成分とした酸化物分散強化（ODS）フェライト鋼である。FeCrAl 鋼は、高温水蒸気（大気）に暴露されることで、酸化に対して優れた耐性を持つアルミナ被膜が表面に形成され、高温水蒸気や隣接材料（例えば、 UO_2 燃料、制御材（ B_4C ）、ステンレス等の金属材料）との高温反応を大幅に抑制できる、という優れた特徴を有している。一方、軽水炉の適用の観点からは、主成分である鉄、クロムの熱中性子捕獲による反応度の低下（反応度ペナルティー）が起こるため、被覆管材への適用のためには薄肉化が必要となる。FeCrAl-ODS 鋼は酸化物分散強化によって強度を高めることで薄肉化を可能とし、反応度ペナルティーを軽減する材料である。

3. 開発の現状

現在、文部科学省の原子力システム研究開発事業と経済産業省資源エネルギー庁の発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業において研究開発が進められている。前者では主に事故耐性の向上を図るための材料開発を行っており、高温水蒸気耐性、高温強度を高めた FeCrAl-ODS 鋼の開発に成功している。後者では、事故時だけでなく、通常運転時を含む燃料サイクル全般での成立性、適用性を調べるための総合的な実用化のための研究開発が行われており、燃料挙動解析や核・熱的特性解析等の解析手法の開発も含まれている。これら事業でのこれまでの取り組みにより、FeCrAl-ODS 鋼被覆管を現行 BWR 炉心に適用することで、現行燃料と同等以上の成立性を確保しながら事故耐性を向上できる見通しを得ている。

4. 今後の展望

FeCrAl-ODS 鋼の現在の技術成熟度(TRL: Technology Readiness Level)は、概ね TRL-3（工学化の開発課題と開発目標の明確化、工学的に実用化が達成可能な範囲）～TRL-4（プロトタイプ新型燃料部材の設計パラメータの確立）の段階にあり、資源エネルギー庁の事業では短中期的に TRL-4 を達成することを目指している。TRL-4 の達成には、特に材料照射試験、模擬燃料棒照射試験等による照射データの取得、燃料挙動予測精度の検証が必要であり、客観的な評価を行いながら、それら課題に取り組んでいく予定である。

Kan Sakamoto¹¹Nippon Nuclear Fuel Development Co. Ltd (NFD)

材料部会セッション

事故耐性燃料被覆管及び制御棒開発の現状と今後の展望

Status and Perspective of the Accident Tolerant Fuel Cladding and Control Rod Development

(2) SiC/SiC 被覆管の開発

(2) Development of the SiC/SiC fuel cladding

*檜木 達也¹¹京都大学

1. 緒言

SiC の優れた耐酸化特性から、SiC/SiC 複合材料は軽水炉における事故耐性燃料として米国を中心に世界で研究開発が進められている。中性子照射環境下では、結晶性の高い SiC が優れた寸法や強度の安定性を示すことが明らかになっている。SiC/SiC 複合材料は、作製方法により結晶粒サイズや不純物が異なり、通常時の耐高温水特性や事故時の耐高温水蒸気特性は、これらの材料特性に大きく依存する。液相焼結 (LPS) 材においては、アルミナやイットリア等の残存不純物が腐食を促進することが明らかになっている。また、SiC/SiC 複合材料においては繊維/マトリックスに C 界面相が存在する場合は、高温酸化雰囲気で大きく強度特性は劣化してしまう。照射効果を含む通常時の高温水から事故時の高温水蒸気環境に耐えるための SiC/SiC 被覆管開発の現状と今後の展望について述べる。

2. 研究開発方針

耐照射特性の観点から SiC 繊維は高結晶性の Hi-Nicalon type-S 又は Tyranno SA のみが対象となる。マトリックスは化学蒸気浸透 (CVI) 法で形成される高純度 SiC か、LPS 法で形成される焼結助剤等の不純物を含む SiC が対象となる。LPS 法で形成される SiC に関しては、耐高温水、耐高温水蒸気のための不純物制御が必須である。C 等の繊維/マトリックス界面相は、事故時の高温水蒸気と反応してしまうため、界面相を用いない材料開発を進めるか、表面に界面相を露出しないように SiC を形成するか、表面被覆技術の開発が必要となる。照射環境下での耐高温水特性や燃料との共存性に関して、明らかにする必要がある。

3. 現状と今後の展望

マトリックスの参照材となる CVD SiC は 1400℃ の高温水蒸気に対して表面に数 μm 程度の酸化膜が形成されるのに対して、LPS SiC は焼結助剤量に応じて 10 μm 程度から数 10 μm 程度の焼結助剤成分と入り混じった酸化層が形成される。しかしながらジルコニウム合金は同条件で破損するため、高温水蒸気に対して SiC は大きな優位性があると言える。SiC の高温水腐食は溶存酸素に大きく依存し、20ppb の条件では、腐食量は非常に限られているが、8ppm の条件では材料の不純物に大きく依存することが明らかになった。LPS SiC では、粒界をイットリウム・アルミニウム・ガーネット (YAG) で形成することにより、CVD SiC に近い耐食性を示した。SiC 複合材料に関しては、YAG で粒界を制御するとともに、繊維/マトリックス界面相の無い粒子分散マトリックス複合材料の開発を行い、耐高温水、耐高温水蒸気特性に優れた SiC 複合材料を開発した。SiC は照射に対して非常に安定であるにも関わらず、イオン照射による照射欠陥が高温水腐食特性に大きく影響を及ぼすことが明らかになった。照射による表面電位変化の影響が示唆され、詳しいメカニズムの理解とそれに基づく表面改質、表面被覆の開発が今後の大きな課題である。

*Tatsuya Hinoki¹¹Kyoto Univ.

材料部会セッション

事故耐性燃料被覆管及び制御棒開発の現状と今後の展望

Status and perspective of the accident tolerant fuel cladding and control rod development

(3) 事故耐性制御棒の開発

(3) Development of Accident Tolerant Control Rod

*太田 宏一¹¹電力中央研究所

1. はじめに

原子力発電の自主的安全性向上への取り組みの一環として、過酷事故の抑制や事象進展猶予の確保、非凝集性ガスの発生量削減、さらに放射性物質の放出抑制を目的とする事故耐性の高い燃料および炉心構成材の開発が世界的に注目されている。制御棒は、事故発生の如何によらず必要に応じて炉を停止し、継続的に未臨界を確保するための重要な炉心要素である。一方で、軽水炉で広く用いられている B_4C や $Ag-In-Cd$ をステンレス鋼で被覆した制御棒の場合、事故時の大規模な燃料破損に先行して制御棒が破損し、溶落すると考えられる。さらに高温水蒸気と接触した B_4C や蒸気圧の高い Cd が揮発し、制御材と燃料物質が分離することも予想される。この時、緊急冷却措置として、真水や海水を注入した場合には、燃料が冠水し再臨界に至る懸念がある^[1]。そこで、制御棒に関しても事故耐性に着目した開発が国内外で始められている。

2. 事故耐性制御棒の候補材

電力中央研究所は、過酷事故の初期過程において燃料棒に先行して破損せず、炉心が大規模に熔融、固化した場合にもウランと共存することが期待される「事故耐性制御棒」の開発を世界に先駆けて進めている。この制御棒開発では、通常時の炉心制御への影響を最小限に抑えながら、長期に渡って現行制御棒と同等またはそれ以上の制御棒価値を維持することも目指し、 $RE_2O_3-ZrO_2$ または $RE_2O_3-HfO_2$ (RE: 希土類元素) を新型中性子吸収材として利用する。また最近では、AREVA NP 社が、高融点で化学的安定性が高く、照射時の低スエリング特性や寿命延伸が期待できる Eu_2HfO_5 や Sm_2HfO_5/HfC を用いた制御棒開発に着手している。

3. 開発の進捗

これまでに、上記の新型中性子吸収材が現行の中性子吸収材と同等以上の反応度価値を有すること(右図)、 $1600^{\circ}C$ までステンレス鋼被覆管材との高温共存性が高いこと^[2]、室温～ $100^{\circ}C$ の凝集水との共存性^[2]や $1200^{\circ}C$ 以下の高温水蒸気雰囲気中で熱化学的安定性に優れていること^[3]が確認されており、事故耐性制御棒の概念成立上の問題は見出されていない。

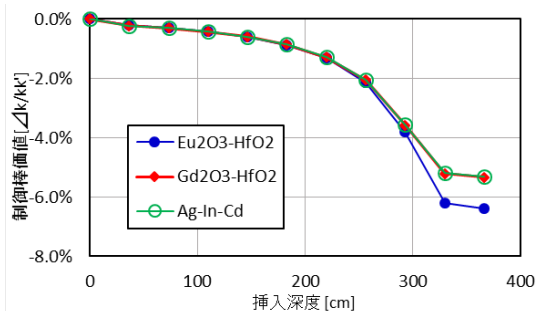


図 制御棒価値の挿入深度依存性解析結果

4. 今後の展望

提案されている事故耐性制御棒では、信頼性の高い現行のステンレス製被覆管が流用できる。また、図1に示すように部分挿入時の制御棒価値は現行材と同等であり、通常時の炉心制御には大きな影響を与えず、比較的短期間で実用化し、現行の軽水炉に導入できると期待される。その結果、高い事故耐性と全制御棒挿入時の未臨界度余裕の増大が実現できる。一方で、中性子照射挙動に関しては、実際の新型制御材を用いた照射試験によって確認する必要がある。さらに、事故耐性燃料の開発が進み、新型被覆管や燃料が実用化される際には、それらとの共存性の確認も重要な課題と考えられる。

[1] Recriticality in a BWR Following a Core Damage Event, NUREG/CR-5653、

[2] H. Ohta et al., Top Fuel 2016, 17556、[3] 中村ら、日本原子力学会 2017 春の年会、1106

*Hirokazu Ohta¹¹Central Research Institute of Electric Power Industry

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2 - Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs

[2K_PL] Final report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs

Safety of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)

Chair: Nobuyuki Ueda (CRIEPI)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room K (16-306 Building No.16)

[2K_PL01] Overview of the research committee

*Nobuyuki Ueda¹ (1. CRIEPI)

[2K_PL02] Safety characteristics and safety requirements for HTGR

*Hirofumi Ohashi¹ (1. JAEA)

[2K_PL03] Safety design issues to meet the safety requirements

*Kazutaka Ohashi¹ (1. Fuji Electric)

[2K_PL04] Design basis events and acceptance criteria

*Kazuhito Asano¹ (1. TOSHIBA)

「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会最終報告：
高温ガス炉の安全性について

Final report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs;
Safety of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)

(1) 研究専門委員会の概要

(1) Summary of the Research Committee

*植田 伸幸¹

¹電中研

1. はじめに

高温ガス炉は安全性に優れ、高温の核熱を発電以外の用途にも利用できることから、第4世代原子炉の一つとして、世界各国で実用化に向けた研究開発が進められている。我が国では高温工学試験研究炉（HTTR）を用いた高温ガス炉の技術基盤の確立が、日本原子力研究開発機構（JAEA）により進められている。平成26年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」をはじめ、「経済財政運営と改革の基本方針2014」（いわゆる「骨太の方針」）（平成26年6月閣議決定）や「日本再興戦略」改定2014（平成26年6月閣議決定）において、高温ガス炉などの安全性の高度化に貢献する技術開発の国際協力等を行うことが明記されており、東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故を踏まえて、安全性を高度化した原子炉としての高温ガス炉への期待が高まっている。

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

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

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

本報告では、研究専門委員会の2カ年の活動の概要について報告する。

2. 検討の進め方

高温ガス炉の安全基準作成の一環として、高温ガス炉の新たな安全確保方策に係る安全要件（機能要求）と安全指針（性能水準要求）をつなぐ考え方を構築し、前研究専門委員会で作成した安全要件の実用高温ガス炉への適用性を確認すると共に、安全要件を具体化していく安全設計プロセスについて、安全設計と

安全評価を繰り返していく際の手順や設計基準事象選定、設計評価項目、判断基準、評価手法などに関する基本的な考え方をまとめる（図3）。

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

以下に、各検討項目の概要を示す。また、検討スケジュールを図4に示す。

① 安全設計プロセスの検討

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

② 設計基準事象の検討

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

③ 許容基準の検討

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

④ 新たな安全性評価法の検討

固有の安全特性や受動的な安全特性を積極的に採用する高温ガス炉の特長を踏まえた、新たな安全評価手法の可能性について、水炉や高速炉で適用されている安全評価手法（決定論的、確率論的）に拘らない評価手法について、定量的な評価指標を含めて検討する。

⑤ IAEA CRP における活動のフォローアップ

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

3. 成果の活用

本成果は、今後の高温ガス炉の安全指針（性能水準要求）の策定などに活用する。

4. まとめ

本総合報告・講演では、委員会活動の概要（本報告）に加え、本研究専門委員会における最終報告として、高温ガス炉の安全上の特長と安全要件の概要をセッション(2)で報告すると共に、安全要件を達成するための設計事項と設計基準事象と許容基準（②、③）について、それぞれセッション(3)、(4)で報告する。

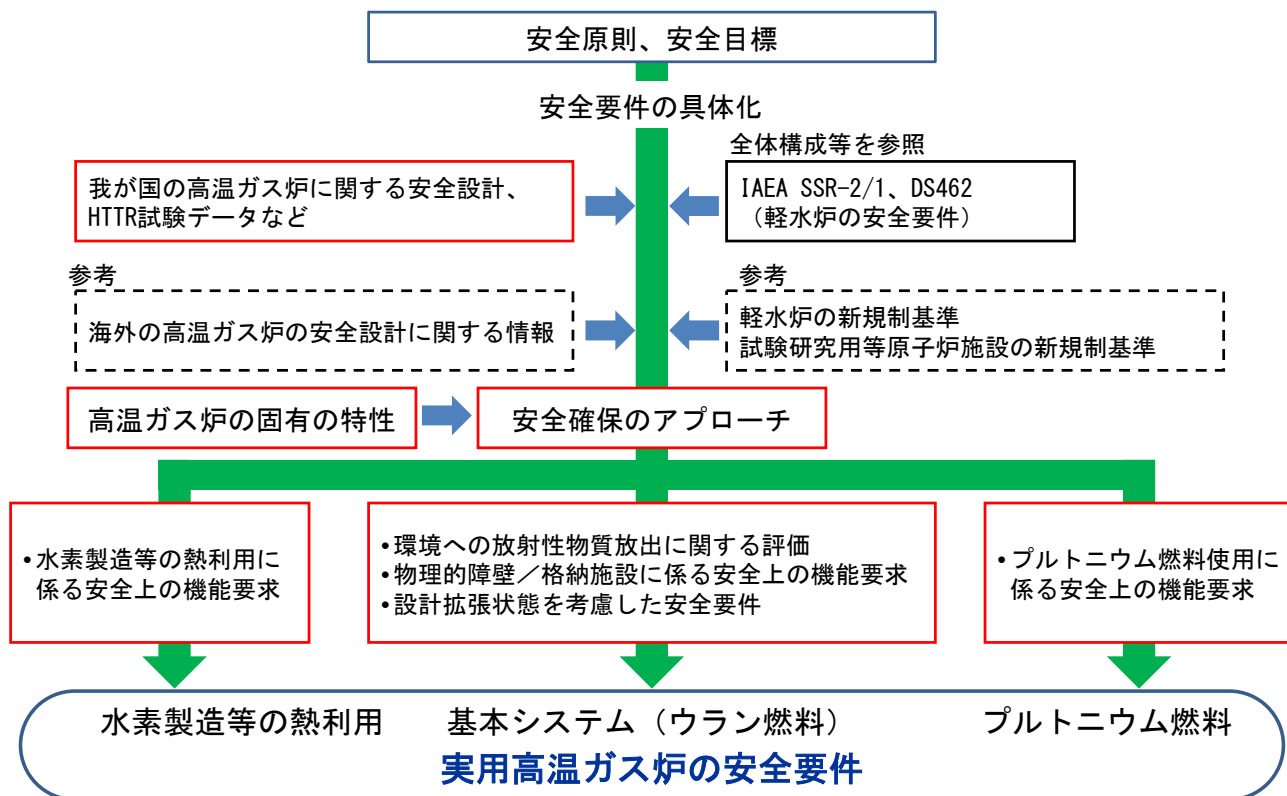


図1 前研究専門委員会「高温ガス炉の安全設計方針」(平成25年4月～平成27年3月)における検討フローの全体概要

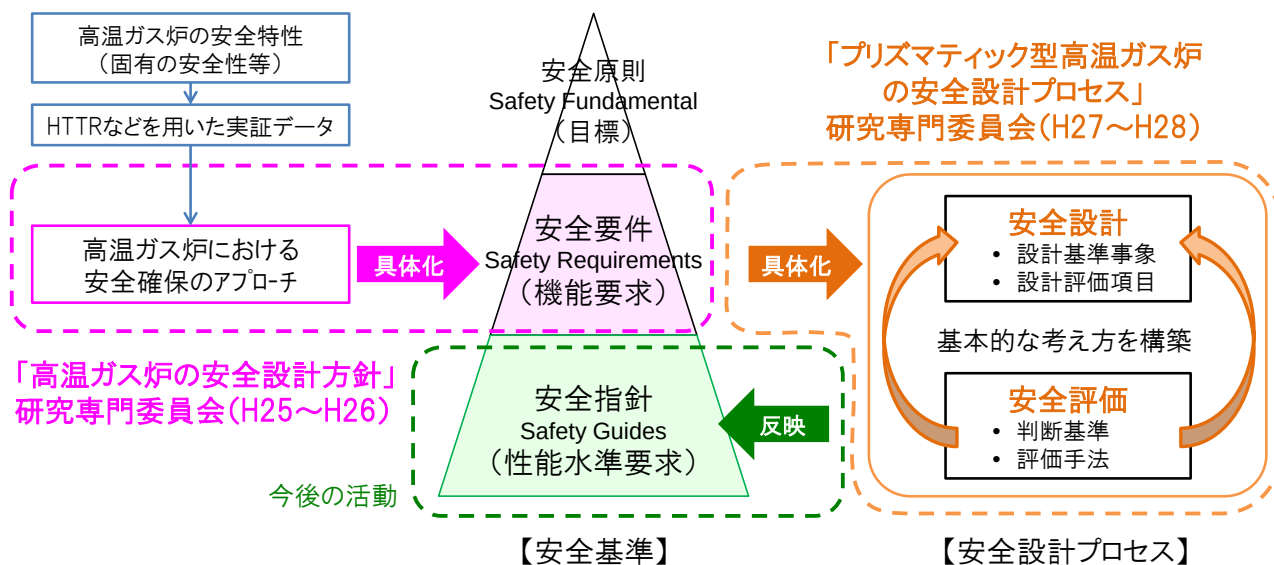


図2 前研究専門委員会と本研究専門委員会の関係

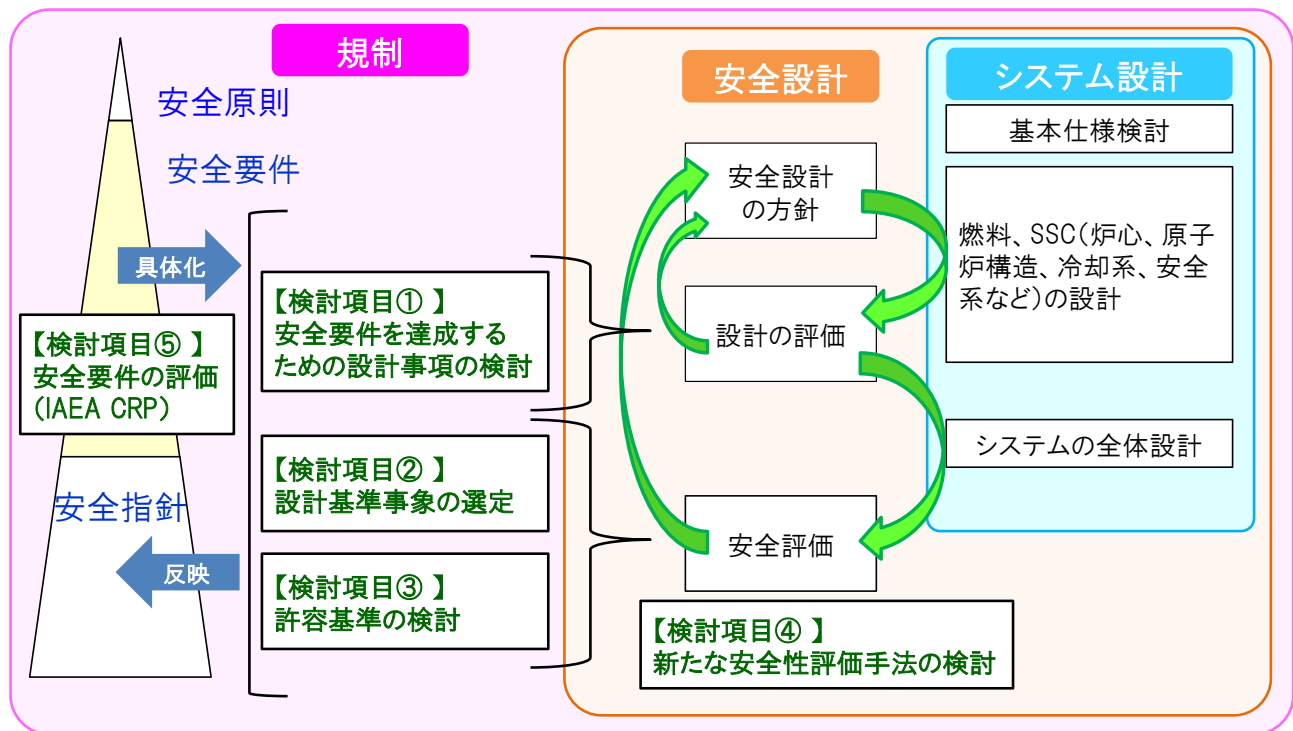


図3 本研究専門委員会における検討の全体像

項目	H27年度 (2015年度)												H28年度 (2016年度)											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
研究専門委員会				▲				▲			▲			▲				▲			▲			
・ 全体概要、検討方針				■																				
・ 安全要件を達成するための設計事項の検討					■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
・ 設計基準事象の検討								■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
・ 許容基準の検討															■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
・ 新たな安全性評価法の検討																			■	■	■	■	■	■
・ 安全要件の評価 (IAEA CRPのフォローアップ)			▲	1st RCM	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	2nd RCM	▲	■	■	■	■	■	■	■	■
・ 報告書												▲	中間とりまとめ								▲	ドラフト	▲	最終版
・ 成果の公表												▲	原子力学会									▲	原子力学会	▲

図4 本研究専門委員会の検討スケジュール

*Nobuyuki Ueda¹¹CRIEPI

「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会最終報告：
高温ガス炉の安全性について

Final report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs;

Safety of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)

(2) 高温ガス炉の安全上の特長と安全要件の概要

(2) Safety characteristics and safety requirements for HTGR

*大橋 弘史¹

¹原子力機構

1. はじめに

高温ガス炉は安全性に優れ、1000℃近い高温の核熱を水素製造やガスタービン発電等に利用できることから、第4世代原子炉のひとつとして世界各国で実用化に向けた研究開発が実施されている。我が国では、我が国初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉（HTTR）を用いて、高温ガス炉技術基盤の確立が進められている。また、平成26年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」などにおいて、高温ガス炉など安全性の高度化に貢献する原子力技術の研究開発を国際協力の下で推進することが明記され、福島第一原発事故を踏まえて、原子力の安全性の高度化に対する高温ガス炉への期待が高まっている。日本原子力学会では、HTTR や実用高温ガス炉の設計研究等を通じて蓄積してきた我が国の高温ガス炉技術に基づく実用高温ガス炉の安全基準の国際標準化に資するため、「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会（平成25年度～26年度）において、実用高温ガス炉の安全基準のうち機能要求を規定する安全要件を作成した。これに引き続き、「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会（平成27年度～28年度）において、実用高温ガス炉の安全要件（機能要求）と安全指針（性能水準要求）を繋ぐ考え方の構築を進めてきた。本講演では、高温ガス炉の安全上の特長及び安全要件の概要について報告する。

2. 高温ガス炉の安全上の特長

2-1. 高温ガス炉の原子炉基本構成

表1 原子炉の基本構成

(1) 燃料（被覆燃料粒子）

軽水炉では、金属材料で被覆した燃料を使用するが、高温ガス炉では、セラミックで被覆した三重等方性（TRISO）被覆燃料粒子を用いる（表1）。高温ガス炉燃料の一例として、プリズマティック型高温ガス炉である HTTR の燃料を

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

図1に示す。被覆燃料粒子は、燃料核（二酸化ウラン、ウランの炭化物と酸化物混合等）を熱分解炭素及び炭化ケイ素（SiC）で4重に被覆した直径約1mmの粒子型の燃料である。被覆燃料粒子の4重の被覆材は、内側から、①低密度の熱分解炭素（PyC）層（バッファー層）、②内側高密度PyC層、③SiC層、④外側高密度PyC層で構成されている。被覆燃料粒子は耐熱性に優れ、1600℃以上の高温においても被覆の健全性は損なわれず核分裂生成物（FP）を確実に燃料内に閉じ込め、2000℃以上にならない限り短時間うちにFP保持機能が失われることはない。被覆燃料粒子は、黒鉛マトリックスを用い燃料コンパクトとして成型され、燃料棒に装荷さえる。更に、六角柱の黒鉛ブロックの空孔に燃料棒が装荷され、燃料棒と黒鉛ブロック間の環状流路が冷却流路孔となる。炉心は、燃料ブロックを積層し外周を反射体ブロックで取り

囲むことにより形成される。

(2) 減速材（黒鉛）

高温ガス炉では、減速材として黒鉛を用いる。黒鉛は減速能が水に比べて低いいため相対的に大きな質量、すなわち大きな体積を必要とする。このため、炉心出力密度は軽水炉の 1/10 以下になるが、炉心は発熱密度に比して大きな熱容量を持つことになる。これにより、出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対する炉心構成要素の温度

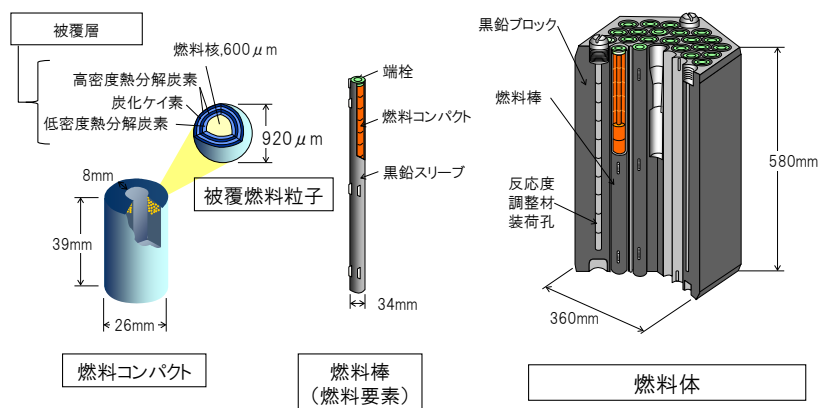


図1 高温ガス炉の燃料（HTTR 燃料）

変化は小さく、かつ、緩慢となる。黒鉛は、耐熱性に優れ（昇華温度約 3000℃）、2500℃程度までは強度の低下がなく、燃料の制限温度よりも高温においてでも構造健全性を維持することができる¹⁾。また、黒鉛は熱伝導が高いことも特長であり、事故時における炉心径方向への熱輸送に大きく寄与する。更に、核分裂生成物を保持する能力も有しており、炉心からの放射性物質放出量の低減に寄与できる。なお、高度に構造化され、高密度、高純度で耐食性に優れた原子炉級黒鉛（graphite）は、石炭（coal）及び木炭（charcoal）とは別の材料であって自己燃焼しない²⁾。一方、黒鉛材料は空気や水蒸気と反応し酸化するため、高温ガス炉の安全評価では、1次系配管破断による炉心へ空気侵入事故や熱交換器伝熱管破断による炉心への水侵入事故を設計基準事故として選定し、黒鉛構造物の酸化量を評価し炉心の構造健全性を確認している³⁾。

(3) 冷却材（ヘリウムガス）

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

2-2. 高温ガス炉の固有の安全性

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

- 燃料の耐熱温度が高い
- 炉心構造物（黒鉛）の耐熱温度が高い。このため、炉心構造物の溶融のおそれがない
- 発熱密度に比して炉心の熱容量が大きいいため、出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対する炉心構成要素の温度変化が小さく、かつ、緩慢
- 低出力密度、炉心の長尺設計により、原子炉圧力容器表面からの熱放射等により崩壊熱除去が可能
- 全運転状態を通じて、大きな負の反応度温度係数をもつ。このため、反応度温度フィードバックによる自然炉停止特性、出力自己制御性が得られる

3. 実用高温ガス炉の安全要件

3-1. 安全確保の考え方

安全要件の作成にあたり、前述の高温ガス炉の固有の特性を活かした、実用高温ガス炉における安全確保の基本的考え方を以下のように定めた。

- 放射性物質の重大な放出を招く可能性のある状況が実質的に排除されるようにする

- ・ 被覆燃料粒子による放射性物質の閉じ込め機能を維持する
- ・ 受動的な安全設備あるいは固有の特性に基づき、必要な安全機能を達成する

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

3-2. 実用高温ガス炉の安全要件の概要

上記の安全確保の考え方に基づき、実用高温ガス炉の安全要件を作成した。このうち、原子炉の基本的な安全機能である「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」を中心に、軽水炉の安全要件⁴⁾との違いを含めながら以下に概説する（図1）。

(1) 放射性物質の閉じ込め

軽水炉の安全要件では、燃料要素及び燃料集合体に関して、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時にのみ、これらの健全性維持が要求されている。一方、実用高温ガス炉では、被覆燃料粒子の優れた放射性物質閉じ込め機能を活用し、原子炉格納施設への放射性物質閉じ込め機能要求を緩和すること、更に、究極の安全性を目指した高温ガス炉では、事故状態に被覆燃料粒子のみに放射性物質閉じ込め機能を期待することを目指している。そこで、運転状態及び事故状態のすべてにおいて、安全確保の観点から要求される放射性物質閉じ込め性能が維持されるように設計することを被覆燃料粒子に対する安全要件としている。また、軽水炉の安全要件では、事故時の放射性物質の閉じ込め機能要求を課す設備として「格納容器」の設置を規定しているが、実用高温ガス炉の安全要件では、燃料に対して事故時における放射性物質閉じ込め機能維持を要求することにより、気密性能の緩和（コンファイメントの適用）を容認している。

(2) 原子炉の停止

高温ガス炉では、原子炉停止系として制御棒系と後備停止系（制御棒系が何らかの原因で挿入できない場合のバックアップ）を設ける設計が一般的である。一方、HTTRを用いた安全性実証試験で確認されているように、高温ガス炉は優れた固有の炉停止特性を有し、燃料の高い耐熱性や出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対して炉心の温度変化が小さくかつ緩慢である特性とあいまって、1次系の冷却機能が喪失し、かつ、原子炉スクラムに失敗したような場合でも、物理現象のみによって反応度が自然に低下し、燃料温度が制限温度以下に自然に静定する固有の安全性を有する⁵⁾。このような特長を考慮し、軽水炉の安全要件では原理の異なる独立2系統を要求しているのに対し、高温ガス炉の安全要件では原理の異なる2つの手段を要求することとし、固有の炉停止特性を1つの停止手段とみなす考え方としている。

(3) 炉心からの除熱

HTTRを用いた安全性実証試験によって、炉心の強制冷却を行わなくても、各種の制限値を上回ることなく、原子炉圧力容器の外面からの熱除去により炉心からの残留熱除去が可能であることの実証を進めている⁵⁾。すなわち、安全上、炉心の強制冷却は不要であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が維持されない事故時を含め残留熱の除去が必要なすべての状態において、炉室の自然対流及び原子炉圧力容器からの熱放射によって間接的に炉心を冷却できる可能性がある。このことから、実用高温ガス炉の安全要件では、軽水炉に要求されている非常用炉心冷却（能動的な炉心の強制冷却）を適用除外とし、原子炉圧力容器の外面からの受動的な残留熱除去（受動的な炉心の間接冷却）のみを要求する考え方としている。

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

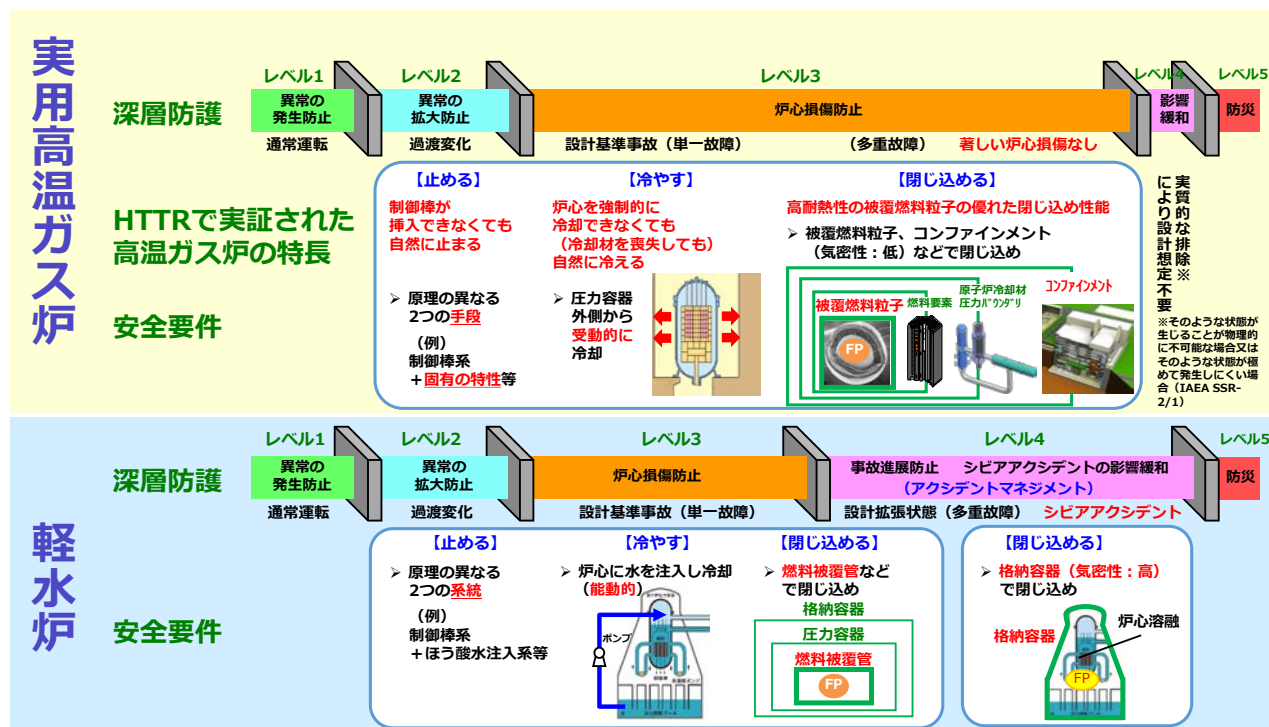


図2 実用高温ガス炉の安全要件の概要

3-3. IAEA CRP における安全要件の検討

国際原子力機関（IAEA）の高温ガス炉の安全設計に関する協力研究計画（CRP）において、高温ガス炉建設の実績を有する先進国や今後の導入を検討している新興国などの8カ国（日本（原子力機構）、中国、独国、インドネシア、カザフスタン、韓国、ウクライナ及び米国）が集い、平成26年12月から3年間の計画で、国際標準となる実用高温ガス炉安全要件案について検討を行っている。これまでの2回の研究調整会合（平成27年6月、平成28年6月）などを通じて、日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会で作成した安全要件や米国が提案する安全要件についてのレビューを進めている。今後、1つの安全要件にまとめ、NE シリーズ技術報告書として刊行する計画である。

4. まとめ

高温ガス炉の安全上の特長、IAEAにおける国際標準化を目指して日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会で作成した実用高温ガス炉の安全要件の概要について報告した。実用高温ガス炉の安全基準について、国際原子力機関（IAEA）等の下で国際標準化を目指す。

参考文献

- 1) 林君夫, 沢和弘, 塩沢周策, 福田幸朔, “高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界,” JAERI-M 89-162, Japan Atomic Energy Research Institute (1989).
- 2) D. G. Schweitzer, D. H. Gurinsky, E. Kaplan, C. Sastre, “A Safety Assessment of the Use of Graphite in Nuclear Reactors Licensed by the U.S. NRC,” NUREG/CR-4981 (1987).
- 3) S. Katanishi, K. Kunitomi, “Safety Evaluation on the depressurization accident in the gas turbine high temperature reactor (GTHTR300),” NED, 237, pp. 1372-1380 (2007).
- 4) IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Design Safety Requirements, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 Rev.1 (2016).
- 5) K. Takamatsu, D. Tochio, S. Nakagawa, et al., “Experiments and validation analyses of HTTR on loss of forced cooling under 30% reactor power,” J. Nucl. Sci. Technol., 51 (11-12), pp. 1427-1443 (2014).

*Hirofumi Ohashi¹¹IAEA

「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会最終報告：
高温ガス炉の安全性について

Final report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs;
Safety of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)

(3) 安全要件を達成するための設計事項

(3) Safety design issues to meet the safety requirements

*大橋 一孝¹

¹富士電機

1. はじめに

日本原子力学会では実用高温ガス炉の安全基準作成や国際標準化に資するため、平成 27 年度から 2 年間、「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会において、高温ガス炉の安全要件（機能要求）と安全指針（性能水準要求）をつなぐ考え方の構築を進めてきた。具体的には、「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会（平成 25～26 年度）において作成した安全要件の実際の設計への適用を図るため、機能要求である安全要件を具体的に展開することを目的とし、安全要件を達成するために燃料や原子炉を構成する構造物、系統及び機器（SSC：Structure, System and Component）の安全設計において評価すべき事項（以下、「安全要件を達成するための設計事項」という。）を検討した。本講演では、この検討結果について報告する。

2. 検討範囲

検討にあたり、基本方針を以下のように定めた。

- 実用高温ガス炉を構成する燃料や SSC の設計のうち、重要性が高く、かつ、安全要件が軽水炉のそれと大きく異なるものを対象とする。
- 軽水炉などと共通で一般的な設計に関する安全要件は検討の対象外とする。（例えば、要件：フェールセーフ設計、要件：安全上重要な設備の校正、試験、保守、修理、交換、検査及び監視、など）
- 高温工学試験研究炉（HTTR）や原子力機構が設計した実用高温ガス炉（GTHTTR300）の設計方針の考え方（設置許可申請書添付書類八など）を適宜、参考とする。

上記の検討方針に従い、全 82 の要件から構成させる実用高温ガス炉の安全要件のうち、燃料及び以下に示す SSC の設計に関する安全要件を検討範囲とした。

(1) 燃料設計

- 要件 43：被覆燃料粒子の性能
- 要件 44：燃料要素の性能

(2) 炉心設計（炉心、原子炉停止系）

- 要件 45：原子炉の炉心の構造上の能力
- 要件 46：原子炉の炉心の制御
- 要件 47：原子炉の停止

(3) 原子炉冷却材系設計

- 要件 48：原子炉冷却材系の設計
 - 要件 49：原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防護
 - 要件 50：原子炉冷却材の浄化
- (4) 2次冷却材系設計
- 要件 51：水又は水蒸気を用いた2次冷却材系の設計
- (5) 崩壊熱除去系設計
- 要件 52：原子炉の炉心から最終的な熱の逃し場への残留熱の輸送
- (6) 格納施設設計
- 要件 53：原子炉の格納構築物
 - 要件 54：原子炉のコンファインメント
 - 要件 55：コンファインメントからの放射性物質の放出の管理
 - 要件 56：コンファインメントの隔離
 - 要件 57：コンファインメントの立入り
 - 要件 58：コンファインメントの状態の管理

3. 検討結果

上記検討範囲の安全要件について、各安全要件に規定されている機能要求を整理し、それら各機能要求を達成するために安全設計において評価すべき事項（安全要件を達成するための設計事項）へと展開した。ここでは、一例として、燃料設計のうち「被覆燃料粒子の性能」に関する安全要件（表1）及び炉心設計のうち「原子炉の炉心の制御」に関する安全要件（表2）についての検討結果を以下に示す。

3-1. 燃料設計

被覆燃料粒子の性能に対する安全要件（表1）では、下線付括弧書きで示すように、「運転状態、事故状態及び燃料取扱時の構造健全性維持」が機能要求として規定されている。この機能要求について、安全要件を達成するための設計事項へ展開した結果を表3に示す。また、安全要件を達成するための設計事項に関連する設計パラメータやプラント挙動に関するパラメータなどを着目パラメータとして表中に示す。被覆燃料粒子の損傷挙動は原子炉の状態によって異なるため、「通常運転時」、「運転時の異常な過渡変化及び事故時」及び「燃料取扱時」に分類して整理し、これらの主要な破損挙動について、破損挙動に影響を与える条件や事象を考慮して、被覆燃料粒子の健全性を評価することを定めた。

3-2. 炉心設計

原子炉の炉心の制御に関する安全要件（表2）では、「核的な固有の特性（自己制御性、安定性）の担保」、「出力分布の最適化」及び「反応度添加の抑制」が機能要求として規定されている。この機能要求から安全要件を達成するための設計事項へと展開した結果を表4に示す。

「核的な固有の特性（自己制御性）の担保」については、反応度出力係数がすべての運転範囲において負となるようにすべきことを定めた。「核的な固有の特性（安定性）の担保」については、通常運転時に起こり得る出力変化及び外乱、並びに、キセノンの生成による出力分布の空間振動に対して、出力振動が十分な減衰特性をもつようにすべきことを定めた。

また、「出力分布の適正化」については、炉心が比較的小型（30MW）のHTTRでは、通常運転時の燃料温度制限の観点から、燃料温度分布が平坦になる出力分布を得るようにしているが、炉心を大型（600MW）のGTHTR300の設計では、事故時の燃料温度制限の観点から、最大出力密度を抑えるため出力分布を平坦化するようにしていた。このような最適化は設計に依存することから、ここでは「通常運転時に適切な出

力分布とすべきである」という表現とした。

「反応度添加の抑制」については、運転時の異常な過渡変化で想定される反応度投入事象、想定される反応度が投入される事故及び高温全出力運転中において想定される制御棒の落下事象に対して、原子炉の緊急停止を行わなくても燃料などの設計限度を超えることがないように、制御棒の反応度添加量などを制限することを定めた。

表 1 燃料設計（被覆燃料粒子の性能）に関する安全要件

要件 43 : 被覆燃料粒子の性能

原子炉システムの被覆燃料粒子は、すべての原子炉システム状態で生じ得るすべての劣化プロセスとの組み合わせにおいて、その構造上の健全性を維持し、また、原子炉の炉心内で予想される放射線レベルとその他の条件に十分に耐えるように設計されなければならない。【運転状態、事故状態及び燃料取扱時の構造健全性維持】

- 6.1. 考慮されるべき劣化プロセスは、次のものから生じるものを含まなければならない。すなわち、被覆燃料粒子内の核分裂生成物と遊離酸素の生成による内圧上昇、被覆燃料粒子内の遊離酸素の生成及び温度勾配による燃料核の移動、被覆燃料粒子内の金属核分裂生成物の化学的影響、照射、温度の変化、化学的影響、静的及び動的な荷重、である。データ、計算及び製造の不確かさに対する許容幅が考慮されなければならない。
- 6.2. 燃料の設計限度は、放射性物質の放出が容認限度以下に保たれるように、燃料製造時における被覆燃料粒子被覆層の破損率、製造工程で生じる被覆燃料粒子外面のウランによる汚染の割合、並びに、すべての原子炉システム状態における燃料からの核分裂生成物の許容漏えい、被覆燃料粒子被覆層の破損率などに関する限度を含めなければならない。
- 6.3. 被覆燃料粒子は、燃料取り扱いに伴う荷重及び応力に耐えるものでなければならない。

表 2 炉心設計（原子炉の炉心の制御）に関する安全要件

要件 46 : 原子炉の炉心の制御

原子炉システムの原子炉の炉心のあらゆる状態で生じる中性子束分布は、原子炉の停止後に生じる状態、燃料の交換中又は交換後の状態並びに予想される運転時の事象及び事故状態を含めて、固有の安定性を持たなければならない。【核的な固有の特性（自己制御性、安定性）の担保】。中性子束分布、レベル及び安定性をすべての運転状態において定められた設計限度内に維持するための制御系への要求は最小にされなければならない。【出力分布の適正化】。

- 6.6. 原子炉の炉心内の中性子束分布とその変化を検出・制御する適切な手段が、設計限度を超えるような炉心領域がないことを確実にものとするために、必要に応じて設けられなければならない。
- 6.7. 反応度制御装置の設計では、摩耗並びに燃焼、物理的特性の変化及び気体の発生のような照射の影響について十分な考慮が払われなければならない。
- 6.8. 運転状態及び事故状態において正の最大投入反応度とその投入率は、冷却能力を維持するため、及び原子炉の炉心へのいかなる重大な損傷も防止するため、制限又は補償されなければならない。【反応度添加の抑制】。

表 3 燃料設計（被覆燃料粒子の性能）に関する安全要件を達成するための設計事項

機能要求	安全要件を達成するための設計事項	着目パラメータ	原子炉状態
通常運転時の構造健全性維持	通常運転時における燃料の設計限度（燃料からの核分裂生成物の許容漏えい、被覆燃料粒子被覆層の破損率など）を超えることがないよう、被覆燃料粒子被覆層の仕様（被覆層厚さなど）を適切に定め、被覆燃料粒子の健全性に関する以下の事象を評価すべきである。 ① 被覆燃料粒子内の核分裂生成物と遊離酸素の生成による内圧上昇 - 考慮すべき条件：燃料温度、燃焼度、照射（中性子束、照射時間）の影響 ② 被覆燃料粒子内の遊離酸素の生成及び温度勾配による燃料核の移動 - 考慮すべき条件：燃料温度、燃料内温度勾配、照射（中性子束、照射時間）の影響 ③ 被覆燃料粒子内の金属核分裂生成物の化学的影響 - 考慮すべき条件：燃料温度、燃焼度、照射（中性子束、照射時間）の影響	燃料破損率等 ①被覆燃料粒子内の核分裂生成物と遊離酸素の生成による内圧上昇：応力 ②被覆燃料粒子内の遊離酸素の生成及び温度勾配による燃料核の移動：燃料核移動距離 ③被覆燃料粒子内の金属核分裂生成物の化学的影響：腐食距離	通常運転時
運転時の異常な過渡変化時及び事故時の構造健全性維持	運転時の異常な過渡変化及び事故時における燃料の設計限度（燃料からの核分裂生成物の許容漏えい、被覆燃料粒子被覆層の破損率など）を超えないことの確認のため、被覆燃料粒子の健全性に関する以下の事象を評価すべきである。 ① 異常昇温による SiC 層の熱的劣化 - 評価事象の例：除熱異常、反応度投入 ② 異常昇温による内圧上昇 - 評価事象の例：除熱異常、反応度投入 ③ 酸化性ガス（空気、水・蒸気）による酸化の影響 - 評価事象の例：空気侵入、水侵入	燃料破損率等 ①異常昇温による SiC 層の熱的劣化・破損：燃料温度 ②異常昇温による内圧上昇：応力、エンタルピー ③酸化性ガス（空気、水・蒸気）による酸化の影響：腐食雰囲気指標（酸素分圧及び温度など）	運転時時の異常な過渡変化時 事故時
取扱時の構造健全性維持	燃料要素及び燃料体の輸送時及び取扱中に破損等を生じないよう、被覆燃料粒子の健全性に関する以下の事象を評価すべきである。 ① 燃料取扱に伴う荷重及び応力 評価事象の例：燃料取扱、燃料取扱中に想定される落下に際して加わる荷重	応力	燃料取扱時

表 4 炉心設計（原子炉の炉心の制御）に関する安全要件を達成するための設計事項

機能要求	安全要件を達成するための設計事項	着目パラメータ	原子炉状態
核的な固有の特性（自己制御性）の担保	すべての運転範囲で炉心が負の反応度フィードバック特性をもつように、ドップラー効果に基づく負の反応度温度係数を有し、このドップラー効果と減速材温度効果等を総合した反応度出力係数はすべての運転範囲で負となるようにすべきである。	反応度温度係数、 反応度出力係数	通常運転時
核的な固有の特性（安定性）の担保	通常運転時に起こり得る出力変化及び外乱に対して、燃料に関する設計限度を超えることがないよう、固有の負の反応度フィードバック特性と原子炉出力制御装置により、炉心が十分な減衰特性をもつようにすべきである。	減衰性	通常運転時
	キセノンの生成による出力分布の空間振動に対して、燃料に関する設計限度を超えることがないよう、固有の負の反応度フィードバック特性と、解析評価等により必要と判断される場合は原子炉出力制御装置により、炉心が十分な減衰特性をもつようにすべきである。	炉規模（大きさ、 中性子束レベル）、 減衰性	通常運転時
出力分布の適正化	通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に、燃料、原子炉冷却材圧力バウンダリ、燃料からの FP 放出などに関する設計限度を超えることがないよう、燃料の濃縮度、配置、反応度調整材の配置等を適切に定め、通常運転時に適切な出力分布とすべきである。	燃料温度、 出力分布	通常運転時
反応度添加の抑制	運転時の異常な過渡変化で想定される反応度投入事象に対して、原子炉の緊急停止を行わなくても、燃料の健全性を確保できるよう、制御棒の反応度添加量と反応度添加率を制限すべきである。	反応度添加量、 反応度添加率	運転時の異常な過渡変化時
	想定される反応度が投入される事故に対して、原子炉の緊急停止を行わなくても、燃料や燃料からの FP 放出などに関する設計限度を超えることがないよう、制御棒の反応度添加量を制限すべきである。	反応度添加量	事故時
	高温全出力運転中において想定される制御棒の落下事象に対して、原子炉の緊急停止を行わなくても、燃料や燃料からの FP 放出などに関する設計限度を超えることがないよう、制御棒が落下した場合の負の反応度添加量を制限すべきである。	反応度添加量	事故時

4. まとめ

原子力学会研究専門委員会「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」において検討した、安全要件を達成するための設計事項について報告した。当該設計事項は、燃料や原子炉を構成する SSC の設計において性能水準要求を定める安全指針の基本的考え方となるものである。今後、本検討結果を含めた実用高温ガス炉の安全基準について、国際原子力機関（IAEA）等の下で国際標準化を目指す。

*Kazutaka Ohashi¹

¹Fuji Electric

「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会最終報告：
高温ガス炉の安全性について

Final report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs;
Safety of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)

(4) 設計基準事象と許容基準

(4) Design basis events and acceptance criteria

*浅野 和仁¹

¹東芝

1. はじめに

日本原子力学会では実用高温ガス炉の安全基準作成や国際標準化に資するため、平成 27 年度から 2 年間、「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会において、高温ガス炉の安全要件（機能要求）と安全指針（性能水準要求）をつなぐ考え方の構築を進めてきた。本講演では、設計基準事象の選定方針や許容基準の考え方の検討結果について報告する。

2. 設計基準事象の選定方針

2-1. 検討範囲

安全設計とその評価で対象とすべき内的事象に起因する設計基準事象は、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」を対象としている。「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会（平成 25 年度～平成 26 年度）にて作成した「実用高温ガス炉の安全要件」では、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の対象範囲を以下のとおりとしている。

(1) 運転時の異常な過渡変化

「通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該事象が継続した場合には、本原子炉施設から多量（一般公衆ないし従事者に通常運転時における規制値を上回る放射線被ばくを与える量）の放射性物質の放出を及ぼすおそれのある事象に進展するおそれのあるものとして、安全設計とその評価に当たって考慮すべき事象。」

(2) 設計基準事故

「当該事象が発生した場合には、本原子炉施設から多量（一般公衆ないし従事者に通常運転時における規制値を上回る放射線被ばくを与える量）の放射性物質の放出を及ぼすおそれのあるものとして、安全設計とその評価に当たって考慮すべき事象。」

なお、設計基準事故は、『単一故障基準』を適用した在来の設計基準事故と「起因事象が発生した際に、多重化された安全系の機能喪失が重畳する事象」の 2 つに区分している。

2-2. 選定方針

設計基準事象の選定フローを図 1 に示す。実用高温ガス炉の安全要件に基づき、起因事象に加えて多重化された安全系の機能喪失が重畳する事象を設計基準事象の対象とする。そのため、多重化された安全系の機能喪失が重畳する事象の選定に当たっては、起因事象と緩和機能の成否の組み合わせを考慮した経路「事故シーケンス」を網羅的に摘出する。事故シーケンスの同定には決定論的な手法を用いる。

これは、高温ガス炉の基本構成要素である、被覆燃料粒子、黒鉛製炉内構造物、ヘリウム冷却材の固有の特性から、高温ガス炉では炉心熔融が想定されず、熔融燃料による格納系への脅威がないため事象進展が簡素であること、受動的な安全設備の採用が可能であり、支援系が不要または簡素なので事故シナリオの把握が容易なためである。

同定された事故シーケンスのうち、発生頻度を評価及び参照した結果、発生の可能性が極めて低い、又は、発生を仮定してもその影響が十分に小さいと考えられるものは設計基準から除外した。ただし、除外した事象については、事業者が定期安全レビューにおいて最新の科学的知見及び技術的知見に基づき、事象の頻度や影響を継続的に見直すこと、見直しの結果、除外した事象が設計基準の除外基準に適合しなくなった場合には、これを設計基準事象に取入れることを要求する。

次に、起因事象及び事故シナリオの特徴を代表するとともに、安全評価における許容基準に対応する項目が評価上もっとも厳しくなると想定される事故シーケンスを安全評価対象とする「重要事故シーケンス」として同定する。以上で同定された起因事象及び重要事故シーケンスを設計基準事象とする。なお、外的事象は、サイト条件に基づき設計基準を設定するとともに、設計基準の外的事象に起因する安全系の多重故障が発生しないように設計することを要求する。

3. 許容基準の考え方

3-1. 検討方針

本検討では、実用高温ガス炉の設計評価において、その事象を収束させるべき許容基準、すなわち、安全評価の判断基準の考え方を定めた。具体的には、実用高温ガス炉の安全要件に基づき導出された「安全要件を達成するための設計事項」のうち、「運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故」に関連する安全要件を達成するための設計事項の確認に必要な着目パラメータを選定する。また、HTTR 安全評価における考え方を参考にして導出した着目パラメータとの比較により見落としのないことを確認するとともに、判断基準の考え方を参考に許容基準案を定める。

3-2. 検討結果

表 1 に運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に関連する「安全要件を達成するための設計事項」のうち、プラント挙動に関する着目パラメータの検討結果を示す。一方、HTTR の運転時の異常な過渡変化に対する許容基準は、「原子炉施設に想定された事象が生じた場合、被覆燃料粒子被覆層が損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設が通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認すること」を目的として定められている。これを参考とし、以下を実用高温ガス炉における許容基準の考え方とした。

- ・ 被覆燃料粒子被覆層の破損を十分許容し得る小さな値とすること。
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は過大なものにならないこと。
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリは安定した強度を確保していること。

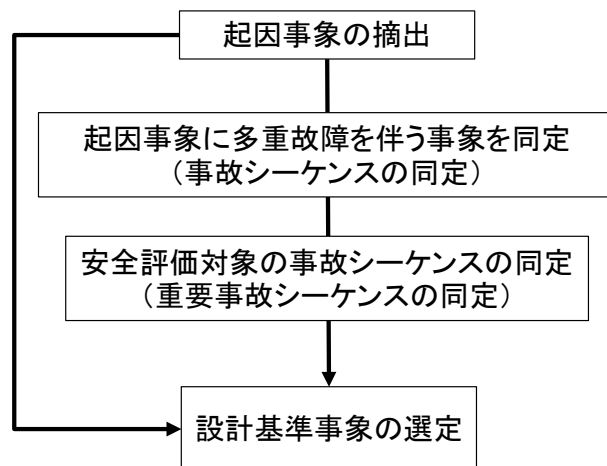


図 1 設計基準事象選定の流れ

表1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に関連する安全要件を達成するための設計事項のうち、プラント挙動に関する着目パラメータ

プラント状態	安全要件	着目パラメータ
運転時の異常な過渡変化	要件 43：被覆燃料粒子の性能 要件 52：原子炉の炉心からの最終的な熱の逃がし場への残留熱の輸送	燃料破損率
	要件 49：原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防護 要件 51：水又は水蒸気を用いた 2 次冷却材系の設計	原子炉冷却材 圧力バウンダリにかかる圧力
	要件 48：原子炉冷却材系の設計 要件 52：原子炉の炉心からの最終的な熱の逃がし場への残留熱の輸送	原子炉冷却材 圧力バウンダリ温度
設計基準事故	要件 43：被覆燃料粒子の性能 要件 52：原子炉の炉心からの最終的な熱の逃がし場への残留熱の輸送	燃料破損率
	要件 44：燃料要素の性能 要件 48：原子炉冷却材系の設計 要件 51：水又は水蒸気を用いた 2 次冷却材系の設計 要件 54：原子炉のコンファインメント	燃料要素の燃料部が 黒鉛ブロック内に留まること (燃料要素下栓の 残存等価厚さ)
	要件 45：炉心の構造上の能力 要件 48：原子炉冷却材系の設計 要件 51：水又は水蒸気を用いた 2 次冷却材系の設計 要件 54：原子炉のコンファインメント	炉心支持黒鉛構造物（サポート ポスト）が炉心支持に必要な強度 を有していること
	要件 49：原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防護 要件 51：水又は水蒸気を用いた 2 次冷却材系の設計	原子炉冷却材 圧力バウンダリにかかる圧力
	要件 48：原子炉冷却材系の設計 要件 52：原子炉の炉心からの最終的な熱の逃がし場への残留熱の輸送	原子炉冷却材 圧力バウンダリ温度
	要件 58：コンファインメントの状態の管理	コンファインメント バウンダリにかかる圧力、温度
	要件 51：水又は水蒸気を用いた 2 次冷却材系の設計 要件 58：コンファインメントの状態の管理	可燃性ガス濃度
	要件 54：原子炉のコンファインメント 要件 58：コンファインメントの状態の管理	被ばく量

また、設計基準事故については、「原子炉施設に想定された事象が生じた場合、被覆燃料粒子被覆層の著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような 2 次的損傷が生じなく、さらに放射線による敷地周辺への影響が大きくなるよう放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認すること」を目的として許容基準を定めている。これを参考とし、以下を実用高温ガス炉における許容基準の考え方とした。

- 未臨界性と炉心の冷却性を確保していること。

- 被覆燃料粒子被覆層の著しい破損を生じないこと。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は過大なものとならないこと。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリは安定した強度を確保していること。
- コンファインメントバウンダリにかかる圧力は過大なものとならないこと。
- コンファインメントバウンダリは安定した強度を確保していること。
- 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

次に、前述の「安全要件を達成するための設計事項」から導出した着目パラメータと HTTR 安全評価における考え方を参考にして導出した着目パラメータを比較した。その結果、安全要件からトップダウン的に導出した着目パラメータに見落としがないことを確認した。また、HTTR 判断基準の考え方を参考に、導出した着目パラメータに対応する許容基準を下記のとおり定めた。

(1) 運転時の異常な過渡変化

- 1) 燃料最高温度は 1600°C を超えないこと。
- 2) 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が保たれること。
 - 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.1 倍以下であること
 - 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、制限値を超えないこと。

(2) 設計基準事故

- 1) 被覆燃料粒子の有意な破損が生じることなく、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。具体的には、
 - 被ばく上有意な被覆燃料粒子の破損が生じないこと。
 - 燃料要素の燃料部は、黒鉛ブロック内に留まっていること。
 - サポートカラムが炉心を支持するのに必要な強度を有していること。
- 2) 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が保たれること。
 - 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1 次冷却材と 2 次ヘリウム冷却材とのバウンダリを除き最高使用圧力の 1.2 倍以下とし、1 次冷却材と 2 次ヘリウム冷却材とのバウンダリにあっては、バウンダリを破損させないこと。
 - 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、制限値を超えないこと。
- 3) コンファインメントバウンダリの健全性が保たれること。
 - コンファインメントバウンダリにかかる圧力によって、コンファインメントバウンダリを破損させないこと。
 - コンファインメントバウンダリの温度は、制限値を超えないこと。
 - コンファインメント内の可燃性ガス濃度が爆発範囲外であること。
- 4) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

4. まとめ

原子力学会研究専門委員会「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」において検討した、実用高温ガス炉の設計基準事象の選定方針や許容基準の考え方について報告した。今後、本検討結果を含めた実用高温ガス炉の安全基準について、国際原子力機関（IAEA）等の下で国際標準化を目指す。

*Kazuhiro Asano¹

¹Toshiba Corporation

[2L_PL] Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room L (16-503 Building No.16)

[2L_PL01] General condition and subject of decommissioning for the Fukushima Daiichi NPP

*Hiroshi Miyano¹ (1. Hosei Univ.)

[2L_PL02] Activity of Subcommittee on Follow-up of Unresolved Issues of the Accident from AESJ

*Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.)

[2L_PL03] Risk Appraisal and Management

*Akira Yamaguchi¹ (1. Univ. of Tokyo)

[2L_PL04] Activity of Subcommittee on Structural Performance of Reactor Building

*Katsuki Takiguchi¹ (1. Professor Emeritus of Tokyo Tech)

[2L_PL05] Activity of Subcommittee on Robotics for Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

*Takashi Yoshimi¹ (1. Shibaura Inst. of Technol.)

[2L_PL06] The report from a waste examination subcommittee

*Satoshi Yanagihara¹ (1. Univ. of Fukui)

[2L_PL07] Whole discussion and exchange of opinions

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

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

(1) 福島第一原子力発電所廃炉の概況と課題全般

(1) General condition and subject of decommissioning for the Fukushima Daiichi NPP

宮野 廣¹¹廃炉検討委員会委員長，法政大学

福島第一原子力発電所の廃止措置は、かつて経験のない技術的な挑戦を伴いつつ、極めて長期にわたり継続される事業である。このため、日本原子力学会としてこの問題に長期に取り組み事故炉の廃炉が安全かつ円滑に進むよう技術的・専門的な貢献を行うとともに学会事故調の提言・課題をフォローするため、平成26年度に「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」(廃炉委、委員長：宮野廣、副委員長：関村直人、岡本孝司)を設置し、活動を進めてきている。

特に、関心の高い個別検討課題に取り組むために分科会を設立。即ちリスク評価分科会（主査：山口彰）、建屋の構造性能検討分科会（主査：瀧口克己）、ロボット分科会（主査：吉見卓）、事故提言・課題フォロー分科会（主査：山本章夫）、廃棄物検討分科会(主査:柳原敏)を設けて検討を進めている。

本セッションにおいては、冒頭、福島第一原子力発電所の廃炉の進捗状況と課題全般を委員長から紹介する。これらの情報を共有したうえで、廃炉検討委員会の各分科会での活動成果を紹介し、原子力学会の会員との全体討議・意見交換を行う。本結果を今後の活動に生かしていきたいと考えている。

Hiroshi, Miyano¹¹Hosei Univ.

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

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

(2)事故課題フォロー分科会(事故進展に関する未解明事項フォローWG)の取り組み

(2) Activity of Subcommittee on Follow-up of Unresolved Issues of the Accident from AESJ

事故課題フォロー分科会主査 名古屋大学 山本章夫

事故進展に関する未解明事項フォローWG 主査 東京大学 越塚誠一

1. 概要

原子力学会は、2014年3月に「福島第一原子力発電所事故その全貌と明日に向けた提言：学会事故調 最終報告書」(以下、事故調報告書)を出版し、その中で将来にわたる原子力災害防止にむけた提言をとりまとめた。学会廃炉委員会の事故提言フォロー分科会(現事故課題フォロー分科会)においては、事故調報告書の提言についての取り組み状況と、事故進展に関する未解明点のフォローを実施している。

2. 事故調提言への取り組み状況の取りまとめ

提言に対する取り組みの調査結果については、2016年3月に「学会事故調最終報告書における提言の取り組み状況(第1回調査報告書)」として取りまとめた。本文書は、原子力学会の福島第一原子力発電所廃炉検討委員会のHPよりダウンロード可能である。

3. 事故進展に関する未解明点のフォロー状況**3-1. 目的・計画**

事故後5年が経過し、事故進展についてはかなりの知見が得られてきている。これまでに得られた事故進展に関する新たな知見、これらに基づく未解明事項の解明状況を整理し、とりまとめることは、安全性向上及び廃炉作業の計画をする上で重要である。そのため、「事故進展に関する未解明事項フォローWG」を設置し、以下の検討を計画している。

- ・フォローすべき課題(未解明点)を確認する。学会事故調報告書、東電未解明レポートなどを参照し、現在すでに解明された課題でも、事故直後に未解明点とされていたものを含めて整理する。
- ・抽出された課題について、最新の知見を確認し、事実関係を取りまとめる。
- ・残されている課題を整理し、今後、安全性向上や水平展開などの観点から優先して解明に取り組むべき課題について検討する。
- ・未解明点の調査・検討に際して生じると考えられる課題を整理する(例：廃炉作業時のデータ取得に関する留意事項、データを分析する際の留意事項など)
- ・企画セッションや、シンポジウムを通じて情報発信を行う。

3-2. 活動状況

2017年2月までに3回のWGを開催し、調査する文献のリストアップ、未解明点リストの整理、未解明点に対する新たな知見の文献調査を実施中である。

3-3. 今後の予定

今後3回程度のWGの開催を通じ、2017年9月を目処として調査結果を報告書として取りまとめる予定である。

4. まとめ

事故課題フォロー分科会の取り組み状況を取りまとめた。事故進展の未解明点に関する新たな知見の整理・収集・検討を引き続き進めていく。

Akio Yamamoto

Nagoya University

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

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

(3)リスク評価分科会報告（リスク評価とリスク管理）

(3)Risk Appraisal and Management

山口 彰¹¹リスク評価分科会主査，東京大学

福島第一原子力発電所の廃炉では、1号機から3号機の原子炉と格納容器内にある燃料デブリ、使用済み燃料プール内燃料、高濃度汚染水など、複数の放射能ハザードを扱う必要がある。これらのリスクは、原子力発電所の運転に伴うリスクとは様相が大きく異なっている。そこで、重要度の高いリスクから低減していくことが最善であり、それに応じて適切に優先度を定める必要がある。目的は、安全に著実に廃炉を進めることである。リスクの大きさは、以下の4つの要因に依存すると考えられる：放射性物質の量と性状、閉じ込めの性能、移行のしやすさ、取出しと保管・管理。すなわち、危険物質の量だけでなく、それを安定に閉じ込められるか、管理できるかなどを総合的に判断してリスク低減の優先度を定めるべきであろう。また、リスクは閉じ込め能力や監視機能、異常時の対応能力などを強化することによっても低減できること、リスク低減作業の困難さも留意する必要がある。

原子力損害賠償・廃炉等支援機構の戦略プラン 2015 並びに戦略プラン 2016 の評価も参考にしつつ、本検討では3号機の使用済み燃料プールからの566体の燃料取出しを題材としてリスク管理を考える。既に、4号機の燃料プールからは1533体の燃料集合体が2014年12月に取り出しを完了している。国際リスクガバナンス協議会は、リスクガバナンスの構成要素をリスクの事前分析、リスク評価、リスクの解釈、リスク管理、リスクコミュニケーションとしている。それに従い、タスクを決定した。

まず、(1)事前分析として燃料取出しの成功パスの記述とそれに対する障害要因を抽出した。あらゆるリスク要因を網羅的に検討することが重要と考えてのことである。次に、(2)リスク評価としてリスクの大きさを定量化する考え方を検討した。ここで重視した点は、すべての作業、すべてのリスク要因を抽出することである。リスクをもたらすシナリオの数は膨大になることから、起こりやすさや影響度を考慮して多段階でスクリーニングを実施するプロセスを提案した。この結果、定性的ではあるも、作業の優先度やリスク管理上、注目すべきタスクを定めた。なお、これらの成果を、確率論的安全評価とリスク管理に関する国際会議(PSAM13)にて報告した⁽¹⁾。

- (1) Akira Yamaguchi, Kazuki Hida, Yasunori Yamanaka, Yoshiyuki Narumiya, Risk Assessment Strategy for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, **13th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM 13)**, October, 2016, Seoul, Korea.

Akira Yamaguchi¹¹The University of Tokyo

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

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

(4) 「建屋の構造性能検討分科会」からの報告

— 中間報告・2017年版にむけて —

(4) Activity of Subcommittee on Structural Performance of Reactor Building

瀧口克己¹¹建屋構造健全性評価分科会主査，東工大学名誉教授

1. 活動の概要

本分科会の目的、方針、委員構成、組織的位置づけなど、基本事項を説明し、これまで、約 20 か月の活動実績と、これからの数か月間の当面の活動計画を述べる。

この分科会の活動の方針と密接に関わることであるので、分科会と廃炉検討委員会とのあるべき関係性についても論じる。

2. 要求される機能と許容する変形

廃炉過程で建屋に要求される機能の整理は、構造性能を検討するうえでの必須の事項であり、先ず、これをどのように進めていくかを述べる。続いて、許容する変形を論じる。

検討すべき構造性能の最重要なものが耐震性能である。耐震性能を評価するうえでの鍵のひとつが、壁部材のせん断力・せん断変形関係をどう考えるかである。許容するせん断変形に幅をもたせようとする、従前のせん断変形の定義にまで遡って検討しなければならない点が生じてくる。ここで、そのことを説明し、許容するせん断変形の範囲を論じる。

3. 中間報告・2017年版の概要

分科会の活動が 2 年になる時期に、分科会としての意見を纏めておくことはそれなりの意義があると考え、現在、中間報告・2017年版を纏め始めたところである。ここまで述べてきたことを踏まえつつ、中間報告・2017年版の内容をどうしようとしているのかを説明する。

範囲は限られているけれども、明らかにした事項を記述することになる。対象期間は燃料プールにある燃料取り出しまでとする。代表建屋として 3 号機をとりあげる。3 号機の耐震安全性をどのように評価するかを論じる。

中間報告・2017年版では、今後の課題を整理して、分科会でどのように取り扱うのかという方針も示すことになるが、そのことについても言及したい。

Katsuki Takiguchi¹¹Professor Emeritus at Tokyo Institute of Technology

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

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

(5) ロボット分科会の活動について

(5) Activity of Subcommittee on Robotics for Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

吉見 卓¹¹ロボット分科会主査, 芝浦工業大学

福島第一原子力発電所の廃炉作業において、ロボット技術の貢献が期待されている。ロボットおよびロボット技術の分野においては、日本ロボット学会が、専門家集団の学術団体として、積極的に活動を行っているが、廃炉作業へのロボット適用には、ロボットと原子炉、両方に関する高度な知識、経験、技術力が求められ、日本ロボット学会と日本原子力学会が緊密に連携して対応していく必要がある。このような状況の下、2015年1月、日本ロボット学会の中に、新たな調査研究委員会として、「廃炉に向けたロボットの調査研究と社会貢献に関する研究会」が設立された。この委員会は、福島第一原子力発電所の廃炉にかかわる遠隔操作ロボットに関し、日本原子力学会をはじめとする関連各学会と連携し、ロボット技術からの俯瞰的支援と社会に受け入れられるロボット技術貢献の在り方を検討・提言することを目的として設置された調査研究委員会である。また、時を同じくして、日本原子力学会の廃炉検討委員会の中に、新たな分科会として、「ロボット分科会」が設立された。この分科会は、日本ロボット学会との連携により、廃炉作業の重大課題となっている燃料デブリの取り出しのための格納容器下部に侵入できるロボット技術の開発へのチャレンジを目的としている。これら二つの研究会、委員会は、両学会が共同で設置したもので、それぞれ異なる名称、目的を持つものの、構成する委員は共通で、日本ロボット学会、日本原子力学会に所属し、原子力ロボットの研究開発に関わる技術者、研究者が連携して、その目的達成に向けた活動を活発に進めている。

これら二つの研究会、委員会は、廃炉に向けて、両学会がどのように連携できるか、またそのための課題は何かを明らかにするために、共同でさまざまな検討を進めてきた。例えば、2015年9月に開催された、第33回日本ロボット学会学術講演会(RSJ2015)のオープンフォーラムにおいては、シンポジウム「廃炉に向けた日本原子力学会との連携と課題」が開催され、日本ロボット学会、日本原子力学会、双方の学会員から情報提供の発表やパネル討論が行われた。これらの活動を通して、ロボット分野の技術者、研究者と原子力分野の技術者、研究者との間での交流、相互理解、共通認識の醸成が進んだが、一方で、両者の間に考えの隔たりが存在することも明らかになってきた。これは、ロボット分野の技術者、研究者が、自らの持つ技術を廃炉作業に役立てたいとの考えを持つものの、廃炉作業に適用するロボットを設計する際には、そのロボットの動作環境や作業内容等の細かな仕様が明確となっていることが必要と考えるが、現状、廃炉作業に必要なロボットの動作環境や作業内容の仕様が明確でない中でロボット開発が求められており、原子力技術者からは、ロボットが何ができるのかが想像できない中で、廃炉作業に必要なロボットの動作環境や作業内容の細かな仕様が明示せずロボットへの要望を出しにくい、といったものである。そこで、日本原子力学会廃炉検討委員会ロボット分科会では、ワーキンググループを構成し、廃炉ロボットへのニーズ、環境条件、作業条件等をまとめ、分科会の活動内容を詳細に検討し、テスト環境の提示、ロボット技術コンテストの実施提案を含んだ、「ロボット分科会への提言」を2016年4月に示した。

日本ロボット学会廃炉に向けたロボットの調査研究と社会貢献に関する研究会、および日本原子力学会廃炉検討委員会ロボット分科会は、この提言をベースに、廃炉に利用できる技術やアイデアを広く学会員や一般の人々に募集する、ロボット技術提案公募「廃炉のためのロボット技術コンペ」を企画実施することとした。2016年9月3日に、日本ロボット学会／日本原子力学会の共同主催で「廃炉のためのロボット技術コンペ」に向けたシンポジウムを開催し、「廃炉のためのロボット技術コンペ」の公募開始に際して、参加者に公募内容の詳細を説明するとともに、その参考情報として、IRIDで開発しているロボットおよびその技術、JAEAで開発中の廃炉技術標準試験法（試験環境）について紹介し、さらに、ロボット研究者によるアイデア提案の参考事例の例示を行った。この日の提案公募開始から、2017年1月31日の提案公募締切、その後の、両研究会、委員会が構成した審査委員会での提案応募内容の審査を経て、3月11日の原子力学会シンポジウムにおいて、優秀なアイデア提案を表彰するに至ったものである。

福島第一原子力発電所の廃炉作業、その中でも特に、作業の実施に必要な遠隔操作ロボットの整備、技術開発にかかわる活動は、両学会に所属する技術者・研究者はもとより、さまざまな人々の英知を集結して解決していくことが必要な難しい作業である。今回実施した、ロボット技術提案公募で集まった、両学会員や一般の人々からの廃炉に利用できる技術やアイデアの提案が、今後実施される燃料デブリ取り出し作業の具体的な工法検討において、参考とされることを期待するとともに、本研究会、委員会は、今後もそれへの貢献という役割を、しっかりと担っていきたい。

Takashi Yoshimi¹

¹Shibaura Institute of Technology

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

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

(6) 廃棄物検討分科会からの報告

(6) The report from a waste examination subcommittee

柳原 敏¹¹廃棄物検討分科会主査，福井大学

福島第一原子力発電所の廃止措置においては、除染、解体などの作業で発生する放射性廃棄物の合理的な管理（処理、処分を含む）について十分な検討を実施することが重要である。このため、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会では廃棄物検討分科会を設置して以下の検討を進めている。

- ・ 廃止措置で発生する廃棄物の特性評価
- ・ 廃棄物管理シナリオの評価
- ・ 安全性・実現可能性の評価
- ・ 事故炉の廃止措置及び環境修復に係る調査整理

このうち、廃止措置（除染、解体など）で発生する廃棄物の特性評価では、廃止措置シナリオなどの時系列を考慮して、これまでに発生したもの、燃料デブリ取り出し作業で発生するもの、施設の解体・除染作業から発生するものなどに対し廃棄物量を予測するとともに、特性の整理を進めている。また、廃棄物管理シナリオは、安全性、経済性、社会的受容性など、様々な観点からの分析が必要であり、作業シナリオに対応して幾つかの廃棄物管理シナリオの想定と分析を実施する予定である。OECD/NEA や IAEA においては、これまでに経験した原子力施設の事故を調査し、事故後の取組を、事故対応、安定化処置、事故後除染、廃止措置及び環境修復などに区分して、放射性廃棄物の管理に係る活動の整理が行われている。福島第一原子力発電所の放射性廃棄物に係る対策に関しても同様な整理が必要と思われる。また、廃止措置に係るエンドステートの検討も重要な課題となる。

他方、福島第一原子力発電所の廃止措置及び環境修復は長期に及ぶものであり、当面の課題と中長期的課題に分けて検討を進める必要がある。さらに、これらの活動では多くの情報が得られるが、廃棄物管理や処分等に向けて整理・継承すべき情報・知識などについての検討も進める予定である。

Satoshi Yanagihara¹¹University of Fukui

(Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[2L_PL07] Whole discussion and exchange of opinions

福島第一原子力発電所の廃止措置は、かつて経験のない技術的な挑戦を伴いつつ、極めて長期にわたり継続される事業である。この問題に取り組むため、平成26年度に「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」を設置し、活動を進めてきている。特に、関心の高い個別検討課題に取り組む分科会を設立している。

本セッションにおいては、冒頭、福島第一原子力発電所の廃炉の進捗状況と課題全般を委員長から紹介する。これらの情報を共有したうえで、廃炉検討委員会の各分科会での活動成果を紹介し、原子力学会の会員との全体討議・意見交換を行う。本結果を今後の活動に生かしていきたいと考えている。

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 3 - Tokai Univ.

[2M_PL] The IAEA Safety Standards

Chair: Kenkichi Hirose (Tokai Univ.)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room M (16-504 Building No.16)

[2M_PL01] The IAEA Safety Standards and NSS-OUI

*Dominique Jules Delattre¹ (1. IAEA)

総合講演・報告 3（東海大学）

IAEA 国際安全基準

The IAEA Safety Standards

IAEA の安全基準と安全基準情報プラットフォーム

The IAEA Safety Standards and NSS-OUI

ドミニク デラットレ¹¹IAEA

IAEA 国際安全基準の現状と展望

IAEAの国際安全基準について、全体的な枠組みと東京電力福島第一原子力発電所の事故に関する国際安全基準に見直しについて解説する。

IAEAの国際安全基準の全体的な枠組みについては、歴史的な発展の状況、位置付け、分類と全体の構成等の現況とともに、IAEA国際安全基準のビジョンとそれを達成するための基本戦略、基準の開発手順について解説する。

東京電力福島第一原子力発電所の事故に関する国際安全基準に見直しについては、閣僚会議（2011年6月）を踏まえた「原子力安全に関する行動計画」について解説する。その行動計画の一環として、次のようなIAEA国際安全基準の見直しの状況について解説する。

- ・「安全に対する行政と規制上の枠組み」（GSR Part1）
- ・「安全のためのリーダーシップとマネジメント」（DS456 GSR Part2）
- ・「原子力発電所の安全 設計と建設」（SSR-2/1）
- ・「原子力発電所の安全 試運転と運転」（SSR-2/2）
- ・「施設と活動に対する安全評価」（GSR Part4）
- ・「原子力施設のためのサイト評価」（NS-R-3）
- ・「原子力災害への準備と対応」（GS-R-2）

例えば、「原子力発電所の安全 設計と建設」（SSR-2/1）については、①公衆と環境に許容できない放射線の影響の防止を強化する、②シビアアクシデントを緩和し、長期的なオフサイトの汚染を回避する、③レベル4の深層防護、外部ハザードの考慮、さらに十分な余裕を強化することを含めて、プラント設計ベースを強化し、シビアアクシデントを防止する、④最終的なヒートシンクの信頼性を高める。⑤非常用電源系統を確保する、⑥燃料の露出を防ぐための燃料貯蔵の安全を確保する、⑦緊急時対応施設を確保する、ことなどについての取組みがなされている状況を解説する。

また、合わせて追加ガイダンスの必要性等についても解説する。

DELATTRE, Dominique Jules¹

¹IAEA: International Atomic Energy Agency