



第 42 回日本核物質管理学会年次大会
The 42nd Annual Meeting of INMM Japan Chapter

會議論文集
Proceedings

2021 年 11 月 18 日・19 日



第 42 回日本核物質管理学会年次大会プログラム
(プログラムは予告なく変更されることがありますが予めご了承ください)

全体会合同司会 東京工業大学 相楽 洋

1 日目 (11 月 18 日)

会場 1

- 09:30～ 開場
- 10:00-10:20 開会セッション
10:00 - 10:05 開会の辞 プログラム委員長 相楽 洋
10:05 - 10:20 開会挨拶 日本核物質管理学会会長 齊藤 正樹
- 10:20 - 11:30 招待講演 座長：日本核物質管理学会会長 齊藤 正樹
- 招待講演 I：(ビデオメッセージ)
講師：欧州保障措置研究開発協会 会長 Julie Oddou
- 招待講演 II：我が国の原子力利用に関する現状と取組について
～核物質管理を中心に～
講師：原子力委員会委員長 上坂 充
- 11:30 - 12:00 若手・学生 ショートプレゼンテーション
座長：日本核物質管理学会 学生部会会長 三星 夏海
- 12:00 - 13:10 休憩

会場 1

- 13:10 - 14:30 セッション A：保障措置
座長：核物質管理センター 後藤 由樹
- 13:10 - 13:30 #4201 日本原燃におけるオンサイトラボ運営支援に対する取組み
発表者 日本原燃株式会社 後藤 洸
- 13:30 - 13:50 #4202 日本原燃における査察機器き損防防止に対する取組み
発表者 日本原燃株式会社 植村 有希
- 13:50 - 14:10 #4203 原子力施設の廃止措置に係る国際原子力機関の保障措置上の要件や
課題等の調査・考察
発表者 日本原子力研究開発機構 木村 隆志
- 14:10 - 14:30 #4204 核物質を含む放射性廃棄物処理での合理的保障措置に関する調査・
検討
発表者 日本原子力研究開発機構 中谷 隆良

会場 2

13:10 - 14:30 セッション B : 非核化・核不拡散政策

座長： 東京工業大学 池上 雅子

- 13:10 - 13:30 #4205 非核化達成のための要因分析に関する研究(10) 研究の取りまとめ：
非核化対象国毎の非核化要因分析と分析から得られた教訓
発表者 日本原子力研究開発機構 田崎 真樹子
- 13:30 - 13:50 #4206 非核化達成のための要因分析に関する研究(11) 非核化における原子
力施設の無能力化の概念
発表者 日本原子力研究開発機構 清水 亮
- 13:50 - 14:10 #4207 A Study of IAEA's Multiple-Criteria Decision Analysis based Approach:
A Perspective of India-Japan Civil Nuclear Cooperation
発表者 東京工業大学 Saurabh Sharma
- 14:10 - 14:30 #4208 FMCT で規定されるべき Fissile material とは何か
発表者 日本原子力研究開発機構 糸川 泰一

ポスタールーム (1~7)

14:40 - 15:25 若手・学生ポスターセッション I

企画・運営： 日本核物質管理学会 学生部会

- P4251 高い固有安全・核セキュリティ・核不拡散性を有する革新的中小型軽水炉の研究
(2)Np を標的とした(U,Np)₃Si₂ 燃料の不正利用価値評価
発表者 東京工業大学 三星 夏海
- P4252 核燃料サイクルシナリオによる TRU 物質収支と核不拡散性への影響に関する研究
発表者 東京工業大学 寺山 正太郎
- P4253 パッシブ中性子線断層撮影法を用いた非破壊測定技術の研究
—阻害因子の感度解析—
発表者 東京工業大学 土屋 克嘉
- P4254 物体検出と姿勢推定を用いた核物質盗取防止のための検出手法
発表者 東京大学 横地 悠紀
- P4255 SiC for Nuclear Reactors: Challenges and Opportunities
発表者 清華大学 Deng Qianliang
- P4256 光核反応を用いた Np-237 の検出手法の提案
発表者 東京工業大学 田辺 鴻典

15:25 – 16:10 若手・学生ポスターセッション II

企画・運営： 日本核物質管理学会 学生部会

- P4257** Design Study of U-TRU Fuel Loaded Gas Cooled Reactor Core for TRU Transmutation with Enhanced Safety and Security (I) U-Np Fuel
発表者 東京工業大学 CHONG Hong Fatt
- P4258** 軽水炉照射済燃料の核鑑識シグネチャ核種に関する研究
発表者 東京工業大学 加賀山 雄一
- P4259** 加速器駆動システムを用いた分離変換サイクルにおける核不拡散性に関する研究 (2) 燃料集合体中のウランの *Attractiveness* 評価
発表者 東京工業大学 大泉 昭人
- P4260** アクチノイド単離が困難な TRU 燃料を用いた加速器駆動システムの核不拡散性
発表者 東京工業大学 山口 紗希
- P4261** 北朝鮮の低出力核兵器実験の分析ならびに核兵器近代化の問題
発表者 東京工業大学 笹野 夏暉
- P4262** 中小型炉高速炉への受動的安全デバイス導入による安全性・セキュリティ性への効果(1)研究計画
発表者 東京工業大学 岡崎 陽香
- P4263** 光核分裂反応を利用した同位体組成測定手法に基づく多核種システムの数値解析手法の提案
発表者 東京工業大学 Chin Kim Wei

会場 1

16:20 – 16:50 日本核物質管理学会総会・功労賞表彰

(非会員もオブザーバーとして参加可能)

17:00 – 18:00 オンライン懇親会

2 日目 (11 月 19 日)

会場 1

9:00- 10:30

企画セッション

座長： 東京大学 出町 和之

原子力損害賠償・廃炉等支援機構 蛭田 一彦

9:00-9:45

放射性廃棄物→有用金属転換ハイブリッド化学核反応原子炉の原理

発表者 大阪大学 核物理研究センター(RCNP) 元所長/名誉教授、ウブ
サラ大学名誉博士 池上 栄胤

9:45-10:30

廃止措置中の原子力施設における IAEA 保障措置ガイドラインについて

発表者 核物質管理センター 後藤 由樹

10:40-12:20

セッション C：非破壊測定技術・次世代技術

座長： 名古屋大学 富田 英生

10:40 - 11:00

#4209 高放射性物質を含む混合核物質の保障措置検認のための遅延ガンマ
線分光法

発表者 日本原子力研究開発機構 Douglas Chase Rodriguez

11:00 - 11:20

#4210 レーザー駆動中性子源を用いた中性子共鳴透過分析システムの実証

発表者 日本原子力研究開発機構 弘中 浩太

11:20 - 11:40

#4211 高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイ
スの開発

—新たなデバイス概念の展開とデバイスの核不拡散性の検討—
発表者 東京工業大学 川島 正俊

11:40 - 12:00

#4212 画像認識深層学習と自然言語処理を組み合わせた悪意行動監視

発表者 東京大学 出町 和之

12:00 - 12:20

#4213 大規模公共イベント等における核・放射性物質モニタ技術開発

発表者 日本原子力研究開発機構 持丸 貴則

会場 2

10:40-12:20

セッション D：人材育成

座長： 東京都市大学 河原林 順

10:40 - 11:00

#4214 東工大における原子力規制人材育成プログラム「原子力安全・核
セキュリティ・保障措置教育の体系化と実践」(7) 2021 年度実施
状況

発表者 東京工業大学 韓 治暎

11:00 - 11:20

#4215 アジア原子力協力フォーラム 核セキュリティ・保障措置プロジ
ェクトの活動と ISCN の関与について

発表者 日本原子力研究開発機構 直井 洋介

11:20 - 11:40

#4216 オンライントレーニングを用いた保障措置に関する新たな人材育
成手法

- 発表者 日本原子力研究開発機構 川久保 陽子
- 11:40 - 12:00 #4217 保障措置に係るオンライントレーニングのためのバーチャルツアーを用いた演習の開発
発表者 日本原子力研究開発機構 関根 恵
- 12:00 - 12:20 #4218 新型コロナ影響下における核セキュリティ人材育成支援及びコロナ後の新たな支援手法
発表者 日本原子力研究開発機構 野呂 尚子
- 12:20 - 13:10 休 憩

会場 1

13:10-14:50 セッション E：核セキュリティ

座長： 日本原子力研究開発機構 中村 仁宣

- 13:10- 13:30 #4219 JAEA における核物質防護システムの調達及び品質管理等に対する取り組み
発表者 日本原子力研究開発機構 芝田 陵大
- 13:30- 13:50 #4220 制御系ネットワークへの不正アクセス検知に関するフィジビリティスタディ
発表者 日本原燃株式会社 横山 治弘
- 13:50- 14:10 #4221 施設と輸送のセキュリティに係るシナジー
発表者 東京大学 鈴木 美寿
- 14:10- 14:30 #4222 核セキュリティ文化醸成活動強化の考察：ISCN-世界核セキュリティ協会（WINS）ワークショップから
発表者 日本原子力研究開発機構 井上 尚子
- 14:30- 14:50 #4223 核セキュリティ文化醸成活動強化の考察：核セキュリティ文化自己評価ワークショップでの議論から
発表者 日本原子力研究開発機構 奥田 将洋

15:00 - 16:00 招待講演 座長：日本原燃株式会社 小谷 美樹

招待講演Ⅲ：我が国における核物質防護規制の現状

講師：原子力規制庁放射線防護グループ核セキュリティ部門
管理官補佐（総括） 成田 達治

16:00 - 17:00 パネルセッション 核セキュリティ文化醸成取組の共有
座長：日本核物質管理学会 副会長 直井 洋介

パネリスト：

関西電力株式会社 原子力事業本部 セキュリティ管理グループ
チーフマネジャー 柴田 実

日本原子力研究開発機構 Puセンター 技術部 部長 浅野 隆

日本原燃株式会社 再処理事業部副事業部長 小谷 美樹

17:10-17:20 閉会セッション

17:10 - 17:15 論文賞、若手・学生セッション発表賞の発表
17:15 - 17:20 閉会挨拶 プログラム副委員長 蛭田 一彦

Room 2

13:10 – 14:30 Session B : Denuclearization • Nuclear non-proliferation policy

Chair : Masako Ikegami, Tokyo Institute of Technology

- 13:10 - 13:30 #4205 Research on factor analysis for achieving denuclearization
(10) Summary of research: Analysis of denuclearization factors of target countries and lessons learned from the analysis
Presenter Makiko TAZAKI, Japan Atomic Energy Agency**
- 13:30 - 13:50 #4206 Research on Factor Analysis for Achieving Denuclearization
(11) Concept of the disabling nuclear facilities in denuclearization
Presenter Ryo SHIMIZU, Japan Atomic Energy Agency**
- 13:50 - 14:10 #4207 A Study of IAEA's Multiple-Criteria Decision Analysis based Approach:
A Perspective of India-Japan Civil Nuclear Cooperation
Presenter Saurabh Sharma, Tokyo Institute of Technology**
- 14:10 - 14:30 #4208 What is "fissile material" to be defined in an FMCT?
Presenter Hirokazu Kumekawa, Japan Atomic Energy Agency**

Poster Room (1 ~ 7)

14:40 – 15:25 Young / Student Poster Session I

Planning and operation : Student Subcommittee, INMMJ

- P4251 Feasibility study on innovative small and medium modular reactor with inherent nuclear safety, security, and non-proliferation features
(2) Assessment of Material attractiveness of Np as a target material in (U,Np)3Si2 fuel
Presenter Natsumi Mitsuboshi , Tokyo Institute of Technology**
- P4252 A study on the effect of nuclear fuel cycle scenario on TRU material balance and nuclear nonproliferation
Presenter Shotaro Terayama , Tokyo Institute of Technology**
- P4253 Non-Destructive Assay Technology Using Passive Neutron Emission Tomography -Inhibiting Factor Sensitivity of Tomography Image-
Presenter Katsuyoshi Tsuchiya , Tokyo Institute of Technology**
- P4254 Identification of nuclear material theft behavior in nuclear facilities using the object detection model and pose estimation model
Presenter Yuki Yokochi, University of Tokyo**
- P4255 Silicon Carbide for LWR: Challenges and Opportunities
Presenter Deng Qianliang, Institute of Nuclear and New Energy Technology, Tsinghua University**
- P4256 Proposal of neptunium-237 detection method based on photonuclear reaction
Presenter Kosuke Tanabe , Tokyo Institute of Technology**

15:25 – 16:10 Young / Student Poster Session II

Planning and operation : Student Subcommittee, INMMJ

- P4257 Design Study of U-TRU Fuel Loaded Gas Cooled Reactor Core for TRU Transmutation with Enhanced Safety and Security (I) U-Np Fuel
Presenter CHONG Hong Fatt, Tokyo Institute of Technology
- P4258 Nuclear Forensics Signatures of Spent Nuclear Fuel from Light Water Reactors
Presenter Yuichi Kagayama , Tokyo Institute of Technology
- P4259 Non-proliferation Features in Partitioning and Transmutation Cycle using Accelerator-driven System(2) Evaluation of *Material Attractiveness* of Uranium in ADS Fuel Assembly
Presenter Akito Oizumi , Tokyo Institute of Technology
- P4260 Non-proliferation features of Accelerator-Driven System using TRU fuel with separation resistance of an actinide element.
Presenter Saki Yamaguchi , Tokyo Institute of Technology
- P4261 Analysis of North Korea's low-yield nuclear weapons test and issues of nuclear weapons modernization
Presenter Natsuki Sasano , Tokyo Institute of Technology
- P4262 Improving nuclear safety and security performance of small and medium scale fast reactors by a passive reactor shutdown device (1) Research Plan
Presenter Haruka Okazaki , Tokyo Institute of Technology
- P4263 Proposal of numerical method to solve multi-nuclides system based on Photofission Reaction Ratio methodology
Presenter Chin Kim Wei, Tokyo Institute of Technology

Room 1

16:20 – 16:50 INMM Japan Chapter Annual Business Meeting • Achievement Award

(Non-members can also participate as observers)

17:00 – 18:00 Online Reception

Day 2 (19 November)

Room1

9:00– 10:30

Planning Session

Chair : Kazuyuki Demachi, The University of Tokyo
Kazuhiko Hiruta, Nuclear Damage Compensation and
Decommissioning Facilitation Corporation

9:00-9:45

Principle of Hybrid Chemonuclear Reactor to Convert Radioactive Waste to Useful Metals

Presenter Hidetsugu Ikegami,
Former Director of the Research Center for Nuclear Physics
(RCNP)/Professor Emeritus, Osaka University,
Honorary Doctor of Uppsala University, Sweden

9:45-10:30

International Safeguards Guidelines for Nuclear Facilities undergoing Decommissioning

Presenter Yoshiki Goto, Nuclear Material Control Center

10:40-12:20

Session C : Nondestructive Assay Technology • Next-generation technology

Chair : Hideki Tomita, Nagoya University

10:40 - 11:00

#4209 Delayed Gamma-ray Spectroscopy for High-Radioactivity Mixed Nuclear Material Safeguards Verification

Presenter Douglas Chase Rodriguez, Japan Atomic Energy Agency

11:00 - 11:20

#4210 Demonstration of a Neutron Resonance Transmission Analysis System using a Laser-Driven Neutron Source

Presenter Kota Hironaka, Japan Atomic Energy Agency

11:20 - 11:40

#4211 Development of a passive reactor shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors - Feasibility of the innovative device-idea and its nonproliferation features-

Presenter Masatoshi Kawashima, Tokyo Institute of Technology

11:40 - 12:00

#4212 Malicious behavior monitoring by combining image recognition deep learning and natural language processing

Presenter Kazuyuki Demachi, The University of Tokyo

12:00 - 12:20

#4213 Monitoring technique for detection of nuclear and radioactive materials on major public events

Presenter Takanori Mochimaru, Japan Atomic Energy Agency

Room2

10:40-12:20

Session D : Education

Chair : Jun Kawarabayashi, Tokyo City University

10:40 - 11:00

#4214 Nuclear Regulation Human Resource Development Program in Tokyo Tech “The Advanced Nuclear 3S Education and Training (ANSET)”
(7) Implementation Status AY2021

Presenter Chi Young HAN, Tokyo Institute of Technology

- 11:00 - 11:20 #4215 **Activities of Nuclear Security and Safeguards Project in Forum for Nuclear Cooperation in Asia and ISCN engagement**
Presenter Naoi Yosuke, Japan Atomic Energy Agency
- 11:20 - 11:40 #4216 **Capacity building support activities for safeguards embracing online elements**
Presenter Yoko Kawakubo, Japan Atomic Energy Agency
- 11:40 - 12:00 #4217 **Development of an exercise using a virtual tour for online training on safeguards**
Presenter Megumi Sekine, Japan Atomic Energy Agency
- 12:00 - 12:20 #4218 **Nuclear Security Capacity Building Support under COVID-19 Pandemic and a Novel Approach for Capacity Building Support in the Post-pandemic Era**
Presenter Naoko Noro , Japan Atomic Energy Agency

12:20 - 13:10 **Lunch Break**

Room1

13:10-14:50 **Session E : Nuclear Security**

Chair : Hironobu Nakamura, Japan Atomic Energy Agency

- 13:10- 13:30 #4219 **Efforts of Procurement and Quality Managements for Physical Protection System in JAEA**
Presenter Ryodai SHIBATA, Japan Atomic Energy Agency
- 13:30- 13:50 #4220 **The feasibility study on detection of unauthorized access into industrial control systems network**
Presenter Haruhiro Yokoyama, Japan Nuclear Fuel Limited
- 13:50- 14:10 #4221 **Synergy of ensuring security between facility and transportation**
Presenter Mitsutoshi Suzuki, The University of Tokyo
- 14:10- 14:30 #4222 **A Consideration on strengthening nuclear security culture promotion activities: ISCN-WINS Workshop**
Presenter Naoko, Inoue, Japan Atomic Energy Agency
- 14:30- 14:50 #4223 **A Consideration on strengthening nuclear security culture promotion activities: Through discussions at the Workshop on Nuclear Security Culture Self-Assessment**
Presenter Masahiro Okuda, Japan Atomic Energy Agency

15:00 – 16:00 **Invited Lectures** **Chair : Yoshiki Kodani, Japan Nuclear Fuel Limited**

Invited LecturesIII : Current Regulations for Protection of Nuclear Material in Japan

Guest Lecturer : Tatsuji Narita, Deputy Director, Division of Nuclear Security, Radiation Protection Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority

16:00 – 17:00 **Panel session** **Sharing of efforts to foster a nuclear security culture**

Chair : Yosuke Naoi, Vice President, INMM Japan Chapter
Panelist :

- ① Minoru Shibata, Chief manager , Nuclear Security management group, Nuclear Power Division, The Kansai Electric Power Co.,Inc.
- ② Takashi Asano, General Manager, Technical Affairs Dept Pu center, Japan Atomic Energy Agency
- ③ Yoshiki Kodani, Deputy Head of Reprocessing Business Division, Japan Nuclear Fuel Limited

17:10-17:20 Closing Session

17:10 - 17:15 Thesis award and young / student session presentation award

17:15 - 17:20 Closing Remarks Kazuhiko Hiruta, Vice Chair, Program Committee

2021年11月18日

日本核物質管理学会 第42回年次大会 開会挨拶

日本核物質管理学会 会長 齊藤正樹

皆さん、おはようございます。

コロナ禍で今年の年次大会も、Web開催となりましたが、無事、開催の当日を迎えることが出来ました。現時点での今回の参加登録人数は、招待者が5名、一般会員が42名、学生会員が15名、賛助会員が2名、非会員が28名の合計92名で、今年も、多くの皆さんに参加して頂きました。

今年も3件の招待講演を準備しています。欧州保障措置研究開発協会のJulie Oddou 会長と上坂充原子力委員会委員長、原子力規制庁核セキュリティ部門の成田 達治 管理官補佐(総括)をお招きしています。また、企画セッション、若手・学生セッション、パネルセッションなども準備しています。

今回の年次大会の準備をして頂きました相楽委員長はじめプログラム委員の皆さん、また、本大会の企画セッションの準備や投稿論文の査読等にご協力いただきました多くの皆さんには、厚く御礼申し上げます。

さて、この機会に最近の当学会の活動状況と今後の予定等を、少しお話しさせて頂きます。

1. 2022年度の米国に本部のあるINMMの一般会員の会費が、100\$から124\$に値上がりしました。慎重に理事会でも審議した結果、既に皆さんにお知らせしていますように、日本支部の一般会員の会費はこれまでと同じ12,000円に据え置き、不足分は日本支部の予算より補填することにしました。学生会員の会費は35ドルですので、3,000円に値上げさせていただきますが、不足分は日本支部の予算より補填します。
2. 「会員相互の交流のプラットフォーム」として、また、会員以外の一般の皆さんや関係業界の皆さんに当学会の「果たすべき役割」や「活動状況」等をご理解頂き、更なるご支援を頂くために、「広報委員会」を設立いたしました。

た。会則の変更も含め米国本部の承認も頂いて、活動を開始いたしました。時報・ホームページなどによる広報活動に加えて、「ニュースレター」を定期的に発行することになりました。

3. この広報委員会の活動の眼玉の1つは「ニュースレター」の発行であります。金子初代委員長をはじめ、広報委員の皆さんのお陰を持ちまして、「創刊号」を10月に発行し、既に、会員の皆さんのお手元にお届けしていると思います。現在、第2号発行に向けて既に準備を進めていますので、ご期待ください。「会員の声」のコーナーも設ける予定でありますので、会員の皆さんも積極的に登場して頂きたいと思っていますので、よろしくお願いします。
4. 日本核物質管理学会の「ロゴ」が決まりました。公募提案の中から広報委員会で一次審査をしまして、最終的に理事会で決定しました。とても良いロゴが出来たと思っています。
5. 米国テキサス A&M 支部との合同ワークショップを来年1月13日（木）、14日（金）、15日（土）の朝9時～11時（2時間）開催いたします。15日の土曜日にはテキサス A&M 大学の学生と日本支部の学生との学生交流も予定しています。学生の皆さんは是非参加するようにお願いします。学生さんの参加費は無料にしたいと思っています。

最後に、「Mentor 部会（まだ検討中ですが）」について少しお話ししたいと思います。

ベテラン会員がその優れた経験・知識を活かして、核物質およびその他の放射性物質の管理における「技術伝承」、「知識管理（Knowledge Management）」、「次世代人材育成」等への自主的な活動を支援するためのプラットフォームとして、「Mentor 部会（仮称）」を設立することを検討しています。

その主な役割は、

- ① 核物質管理に関する資料のアーカイブ化
- ② 新しい教材の編纂

③ 次世代人材育成

などを考えています。

最終的には、会則の変更もする必要がありますので、まだ暫く検討が続くと思いますが、設立出来れば、ベテランの会員の皆さんの参加をよろしく願いいたします。

今回の年次大会は、昨年を引き続いて、Web 開催ですので、参加者される皆さんにも、何かとご不自由をお掛けするかもしれませんが、充実した実り多き年次大会になるよう、皆様のご理解とご協力をお願い申し上げます。

招待講演 I

(ビデオメッセージ)

下記をクリックすると動画が閲覧できます。

<http://www.inmmj.org/video-message-esarda-president/>

欧州保障措置研究開発協会

会長 Julie Oddou

招待講演 Ⅱ

我が国の原子力利用に関する

現状と取組について

～核物質管理を中心に～

原子力委員会委員長

上坂 充

我が国の原子力利用に関する現状と取組について ～核物質管理を中心に～

Current situation and efforts
regarding the use of nuclear energy in Japan
-Focusing on nuclear material management-

令和3年11月18日
原子力委員会委員長
上坂 充

**Mitsuru UESAKA, Chairman,
Japan Atomic Energy Commission**

本資料には講演者の個人的視点に基づく内容が含まれています。

地球温暖化対策への要請が高まる中で、 我が国のエネルギー政策における原子力の位置付けは・・・

- 2020年12月 菅前総理大臣が所信表明演説において、2050年カーボンニュートラルの実現を目指すことを宣言。
- 2021年4月 気候サミットの首脳級セッションにおいて、菅前総理大臣が、温室効果ガスの排出削減の野心的な目標として、2030年度において2013年度比で46%減を目指し、更に50%の高みに向けて挑戦を続ける旨宣言。
- 2021年10月 第6次エネルギー基本計画、地球温暖化対策計画等が閣議決定。
第6次エネルギー基本計画では、原子力発電について、「安全性の確保を大前提に、長期的なエネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源」、「電源構成ではこれまでのエネルギーミックスで示した20～22%程度を見込む」とされている。

1. 「令和2年度版原子力白書」の章立てに沿って

特集 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故後10年を迎えて」

第1章 「福島を着実な復興・再生と教訓を真摯に受け止めた不断の安全性向上」

第2章 「地球温暖化問題や国民生活・経済への影響を踏まえた原子力のエネルギー利用の在り方」

第3章 「国際潮流を踏まえた国内外での取組」

第4章 「平和利用と核不拡散・核セキュリティの確保」

第5章 「原子力利用の前提となる国民からの信頼回復」

第6章 「廃止措置及び放射性廃棄物への対応」

第7章 「放射線・放射性同位元素の利用の展開」

第8章 「原子力利用の基盤強化」

2. 社会受容性の向上に向けて

事故後10年間の取組状況や福島の復興・再生状況を踏まえ、**原子力委員会としての見解**を整理。

福島の今 (オフサイトの取組)

1. 福島の復興・再生は着実に進展

① 福島県内の空間線量率は、海外主要都市と同水準

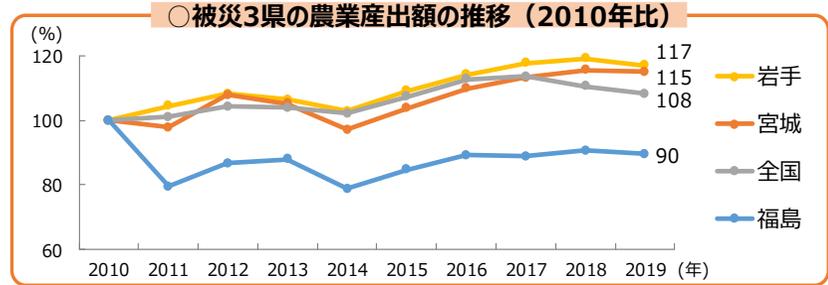


海外主要都市と福島県内都市の空間線量率

- ② 帰還困難区域を除き、面的除染完了、避難指示区域解除
- ③ 特定復興再生拠点区域では、除染やインフラ整備等を推進
- ④ 放射線被ばくによる住民への健康影響が観察される可能性は低い
- ⑤ ほとんどの農林水産物で、放射性物質の基準値超過なし
- ⑥ 学校、医療・介護、買物、交通インフラ等の生活環境整備が進展
- ⑦ 新たな産業創出に向け、福島イノベーション・コースト構想を推進

2. 一方で、復興・再生の取組は道半ば

- ① いまだ約3.6万人の福島県民が避難生活を継続
- ② 特定復興再生拠点区域外の帰還困難区域については、避難指示解除の具体的な方針が示していない状況
- ③ 農業産出額は、震災前の水準まで回復していないまま
- ④ 農林水産業や観光業を中心に、風評が固定化
- ⑤ 長期避難生活や風評被害等の「固有の課題」に加え、人口減少・少子高齢化等の「普遍的課題」も顕在化



福島は今（オンサイトの取組）

1. 原発敷地内・周辺的环境は大きく改善

- ① 事故を起こした原子炉は冷温停止状態に達し、安定化
- ② 原発敷地面積の約96%で、一般作業服等での作業可能



2. 一方で、事故炉の廃止措置完了までは長い道のり

- ① 1～4号機の原子炉建屋内やその周辺は、依然として高線量な状態
- ② 30年から40年後の廃止措置完了を目指し、廃炉作業を継続中
- ③ 事故の調査・分析も、取り組むべきことが山積

組織文化や枠組みに係る取組

1. 各種事故調の提言や教訓を踏まえて改善

- ① 原子力規制委員会、原子力規制庁の発足
- ② 「新規制基準」の施行、「原子力規制検査」の運用開始
- ③ 平時及び緊急時の原子力防災体制の見直し
- ④ 原子力事業者による自主的安全性向上に向けた新組織設立

2. 一方で、課題も残る

- ① 「世界で最も厳しい基準」を満たせば安全であるという慢心により、「新たな安全神話」が生み出される懸念
- ② 事故の記憶や教訓を忘れ、同じ過ちを繰り返すリスク

福島の今（オフサイトの取組）

福島の今（オンサイトの取組）

組織文化や枠組みに係る取組

10年間の取組状況や福島の復興・再生状況を踏まえ、原子力委員会として、**全ての原子力関係者が忘れてはならないこと、協働して取り組まなければならないこと**を整理。

**全ての原子力関係者が
忘れてはならないこと**

1. 東電福島第一原発事故により、いまだ避難生活を続けている人がいて、避難指示が解除されていない地域があること
2. 事故によって生じた風評が固定化され、福島の人たちを苦しめていること
3. 二度と事故を起こさないために、原子力災害に関する記憶と教訓を忘れないこと
4. 安全確保や信頼構築の取組に終わりはないこと

**全ての原子力関係者が
協働して取り組まなければならないこと**

1. 福島の方々が誇りと自信を持てるふるさとを取り戻すことができる
ときまで、福島の復興・再生に携わっていくこと
2. 安全確保や信頼再構築に向けた取組を継続していくこと
3. 原子力関係機関に内在する本質的な課題の解決に向けた
取組を継続していくこと
4. 今般の原子力災害に関する記憶と教訓を風化させずに、
次世代に確実に引き継ぐこと
5. この国を担う次の世代が原子力や放射線について科学的に
正しい知識を身に付け、社会の中における原子力や放射線の
位置付けについて自ら考え、評価できるように、それぞれの
立場で必要な支援を行っていくこと

福島の着実な復興・再生と 教訓を真摯に受け止めた不断の安全性向上

1. 福島の復興・再生に向けた取組

- 以下のような取組を推進。
 - 避難指示解除に向けた取組
 - 食品中の放射性物質の検査
 - 風評払拭に向けた取組
 - 除去土壌等や特定廃棄物の処理
 - 新産業創出に向けた福島イノベーション・コースト構想 等



福島イノベーション・コースト構想における6つの重点分野

2. 事故の教訓を真摯に受け止めた不断の安全性向上

- ① 2020年4月、「原子力規制検査」の運用を開始。
- ② 原子力事業者と原子力規制庁が、原子力施設の経年劣化管理についての技術的な意見交換を実施。

3. 原子力災害対策

- 2020年6月、内閣府が、コロナ流行下での原子力災害時における防護措置の基本的な考え方を公表。

- 浜通り地域等における産業の復興のため、同地域での**新たな産業の創出**を目指す構想。
- **6つの重点分野**を位置付け、産業集積、教育・人材育成、交流人口拡大、情報発信等に、「**福島イノベーション・コースト構想推進機構**」（平成29年7月～、理事長 さいとう たもつ 斎藤保氏（IHI相談役））、国、福島県、市町村等が連携し取り組んでいる。

6つの重点分野

廃炉

国内外の英知を結集した
技術開発

廃炉作業などに必要な実証試験を実施する「**楢葉遠隔技術開発センター**」



ロボット・ドローン

福島ロボットテストフィールド
を中核にロボット産業を集積

陸・海・空のフィールドロボットの使用環境を再現した「**福島ロボットテストフィールド**」



医療関連

技術開発支援を通じ企業の販路を開拓

「**ふくしま医療機器開発支援センター**」



エネルギー・環境・リサイクル

先端的な再生可能エネルギー・リサイクル技術の確立

再生可能エネルギーの導入促進
「**南相馬 万葉の里風力発電所**」



農林水産業

ICTやロボット技術等を活用した農林水産業の再生

ICTを活用した農業モデルの確立
「**トラクターの無人走行実証**」



航空宇宙

「**空飛ぶ車**」の実証や関連企業を誘致

「**航空宇宙フェスタふくしま**」



(公財) 福島イノベーション・コースト構想推進機構、国、福島県、市町村 等

産業集積

- トップセールスでの企業誘致活動、マッチング支援
- 工場建設や新たな製品開発等への支援

教育・人材育成

- 教育機関と連携した人材育成講座の実施

交流人口拡大

- 地域と連携して新たな魅力を創造

情報発信

- 東日本大震災・原子力災害伝承館の開館や、シンポジウムの開催

1. 原子力のエネルギー利用

① 安全性確保を前提に、地球温暖化対策、エネルギーの安定供給、電力供給の経済効率性等の観点から、既存炉の運転期間延長を含め、原子力利用を推進。

① 安定供給
(Energy Security)

- 優れた安定供給性と効率性（燃料投入量に対するエネルギー出力が圧倒的に大きく、数年にわたって国内保有燃料だけで生産が維持できる準国産エネルギー源）
- + 高い技術自給率（国内にサプライチェーンを維持）
- + レジリエンス向上への貢献（回転電源としての価値、太平洋側・日本海側に分散立地）

② 経済効率性
(Economic Efficiency)

- 運転コストが低廉（安全対策費用や事故費用、サイクル費用が増額してもなお低廉）
- 燃料価格変動の影響をうけにくい（数年にわたって国内保有量だけで運転可能）

③ 環境適合
(Environment)

- 運転時にCO2を排出しない
- ライフサイクルCO2排出量が少ない

安全性の確保（S）を大前提とした、原子力エネルギーの3Eの特性

② 2020年12月に策定された「2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」において、原子力は安定的にカーボンフリーの電力を供給することが可能であるとし、小型モジュール炉（SMR）、高温ガス炉、核融合に関する目標・工程表を提示。

③ 2021年3月時点で、16基の原子力発電所が設置変更許可を受け、うち9基が再稼働。

2. 核燃料サイクルに関する取組

○ 新規制基準への適合性審査の結果、以下について原子力規制委員会が事業変更を許可。

- 2020年7月 日本原燃株式会社の六ヶ所再処理工場
- 2020年12月 日本原燃株式会社のMOX燃料加工施設
- 2020年11月 リサイクル燃料貯蔵株式会社のリサイクル燃料備蓄センター（むつ中間貯蔵施設）

エネルギー基本計画（案）に対する 原子力委員会の見解（令和3年10月19日発出）

項 目	原子力委員会の見解
<p>(1) 「エネルギー基本計画（案）」 についての評価</p>	<p>エネルギー基本計画（案）には、原子力政策における福島復興の位置付け、2030年や2050年の目標実現に向けた原子力発電の位置付け、信頼関係構築の取組等が記載。これらの内容について原子力委員会として基本的に評価。</p>
<p>(2) エネルギー基本計画決定後の 取組に対する意見</p>	
<p>①2030年や2050年の目標実現に 向けた原子力発電の位置付け</p>	<p>長期的な原子力発電の活用に向けた具体的な対策について、次々期のエネルギー基本計画の策定までに検討し、取りまとめるべき。原子力委員会も検討状況を確認。</p>
<p>②信頼関係の再構築の取組</p>	<p>原子力関係者は、国が示す取組だけでなく、信頼再構築と国民理解獲得に何をすべきか主体的に考え継続的に取り組むべき。</p>
<p>③長期運転を進める上での検討</p>	<p>官民関係者がそれぞれの役割に応じ、長期運転を進めていく上での諸課題の更なる検討を進めることを期待。原子力委員会も取組状況を把握。</p>
<p>④プルトニウム保有量削減</p>	<p>海外保有分のプルトニウムの削減に向け、事業者間の一層の連携及び協力を進めるべき。</p>
<p>⑤バックエンド問題への対応</p>	<p>関係者がこれまで以上に連携して技術開発や人材育成に取り組むことを期待。</p>

（前略）

「2050年カーボンニュートラル」。日本は、これを、新たに策定した長期戦略の下、実現してまいります。2030年度に、温室効果ガスを、2013年度比で46パーセント削減することを目指し、さらに、50パーセントの高みに向け挑戦を続けていくこととお約束いたします。

議長、日本は、アジアを中心に、再エネを最大限導入しながら、クリーンエネルギーへの移行を推進し、脱炭素社会を創り上げます。

アジアにおける再エネ導入は、太陽光が主体となることが多く、周波数の安定管理のため、既存の火力発電をゼロエミッション化し、活用することも必要です。日本は、「アジア・エネルギー・トランジション・イニシアティブ」を通じ、化石火力を、アンモニア、水素などのゼロエミ火力に転換するため、1億ドル規模の先導的な事業を展開します。先進国全体で年間1,000億ドルの資金目標の不足分を率先して補うべく、日本は、6月に表明した、向こう5年間で、官民合わせて600億ドル規模の支援に加え、アジア開発銀行などと協力し、アジアなどの脱炭素化支援のための革新的な資金協力の枠組みの立ち上げなどに貢献し、新たに5年間で、最大100億ドルの追加支援を行う用意があることを表明いたします。

ボリスと協力し、先進各国も、日本に続くよう呼びかけてまいります。

これらの支援により、世界の経済成長のエンジンであるアジア全体のゼロエミッション化を力強く推進してまいります。

日本は、世界の必需品である自動車のカーボンニュートラルの実現に向け、あらゆる技術の選択肢を追及してまいります。

2兆円のグリーンイノベーション基金を活用し、電気自動車普及の鍵を握る次世代電池・モーターや水素、合成燃料の開発を進めます。

イノベーションの成果をアジアに普及し、世界をリードしてまいります。

日本は、グローバル・メタン・プレッジにも参加いたします。脱炭素への移行を進めていく中で、足下のエネルギー価格の上昇といった問題について、我々リーダーが対応を議論していくことが必要です。

さらに、日本は、防災など、気候変動に適応するための支援を倍増し、約148億ドルの支援を行います。先端技術を活用し、国際機関と連携しながら、世界の森林保全のため、約2.4億ドルの資金支援を行うことを表明いたします。

我々が気候変動問題に向き合う時、誰一人取り残されることがあってはなりません。日本は、対策に全力で取り組み、人類の未来に貢献してまいります。ありがとうございました。

1. 国際機関、原子力発電主要国の動向

- ① UNSCEAR（原子放射線の影響に関する国連科学委員会）が2021年3月に報告書を公表。
東電福島第一原発事故による放射線被ばくによる住民への健康影響が観察される可能性は低い旨を言及。
- ② OECD/NEAが2020年6月に、ポストコロナ社会における原子力の役割に関する政策文書を発表。
- ③ 2021年1月に就任した米国のバイデン大統領は、気候変動対策の一環として原子力技術を活用する方針。



OECD/NEA “The role of nuclear energy during COVID-19 and beyond”

2. 国際機関への参加・協力、二国間・多国間協力の推進

- ① 2020年9月に開催された第64回IAEA総会において、井上内閣府特命担当大臣（当時）が政府代表演説を実施し、我が国の取組（ALPS処理水の取扱いの検討状況、平和的利用イニシアティブへの拠出等）について説明。
- ② 2020年12月に開催されたFNCA（アジア原子力協力フォーラム）大臣級会合にて、コロナ禍での活動（医療分野でのFNCAとIAEAの将来的連携の可能性等）について議論し、共同コミュニケを採択。

タイトル

2011年東日本大震災後の福島第一原子力発電所における事故による放射線被ばくのレベルと影響：
UNSCEAR2013年報告書刊行後に発表された知見の影響

(Levels and effects of radiation exposure due to the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station: Implications of information published since the UNSCEAR2013Report)

概要

- 2019年末までに公表された関連する全ての科学的知見（査読付き論文と観測データ）をとりまとめている。これらは福島第一原子力発電所（福島第一原発）の事故による放射線被ばくのレベルと影響に関連するものである。
- この10年間で、被ばく線量評価に関する新規知見が相当数明らかとなった。この新規知見により当委員会は事故後の放射線被ばくのレベルと影響について改善されたより健全な評価を実施することが可能となった。
（中略）当委員会は、放射線被ばくが直接の原因となるような将来的な健康影響は見られそうにないと引き続きみなしている。
- 当委員会はまた、放射線被ばくの推定値から推測されうる甲状腺がんの発生を評価し、子供たちや胎内被ばくした子供を含む、対象としたいずれの年齢層においても甲状腺がんの発生は見られそうにないと結論付けた。
- 作業者に関して、白血病と全固形がん（甲状腺がんを含む）の発生の増加が見られることはありえそうにないと当委員会は結論付けた。

第65回IAEA総会

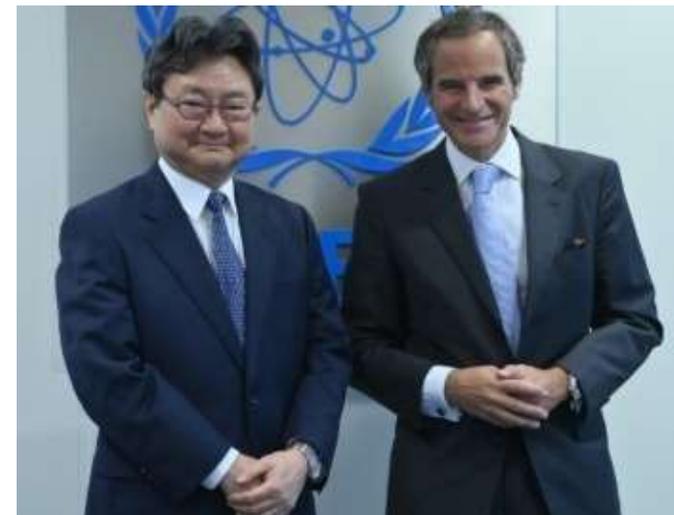
- 9月20～24日、ウィーンにて第65回IAEA総会が開催。
- 日本からは上坂原子力委員会委員長と引原在ウィーン日本政府代表部大使が政府代表として出席。
- 総会初日、井上信治 内閣府特命担当大臣（科学技術政策）（当時）が、原子力の平和的利用、ALPS処理水、北朝鮮の核問題、イラン核合意等について、ビデオ録画にて演説。

IAEA幹部・各国原子力関係者とのバイ会談

- ① IAEA グロッシェ事務局長
日IAEA関係の強化に向けた具体的方策、東京電力福島第一原子力発電所の廃炉やALPS処理水の取扱いに係る協力について意見交換を行い、引き続き協力を行うことで一致。
- ② フランス ジャック原子力・代替エネルギー長官
両国間の原子力協力、特に高速炉開発に関する協力やカーボンニュートラルに向けた対応について意見交換を行い、当該分野における両国間のパートナーシップを更に拡大していくことで一致。
- ③ 米国 フルービー国家核安全保障庁長官
核不拡散及び核セキュリティ分野での日米協力、気候変動対策、グリーンエネルギー技術などについて意見交換を行い、両国の協力関係を一層強化することで一致。



井上内閣府特命担当大臣（当時）による一般討論演説
（外務省ホームページより転載）



上坂原子力委員長とIAEAグロッシェ事務局長
（外務省ホームページより転載）

1. 原子力の平和利用

- ① IAEA保障措置等により平和利用を担保。
事業者等が策定したプルトニウム利用計画の妥当性確認、使用済燃料再処理機構の実施中期計画の認可等を実施。
- ② 我が国の分離プルトニウム総量は、2020年末で約46.1トン。

分離プルトニウムの管理状況

				2020年末時点
総量（国内+海外）				約46.1t
内訳	国内			約 8.9t
	海外	（総量）		約37.2t
		内訳	英国	約21.8t
			フランス	約15.4t

2. 核セキュリティの確保

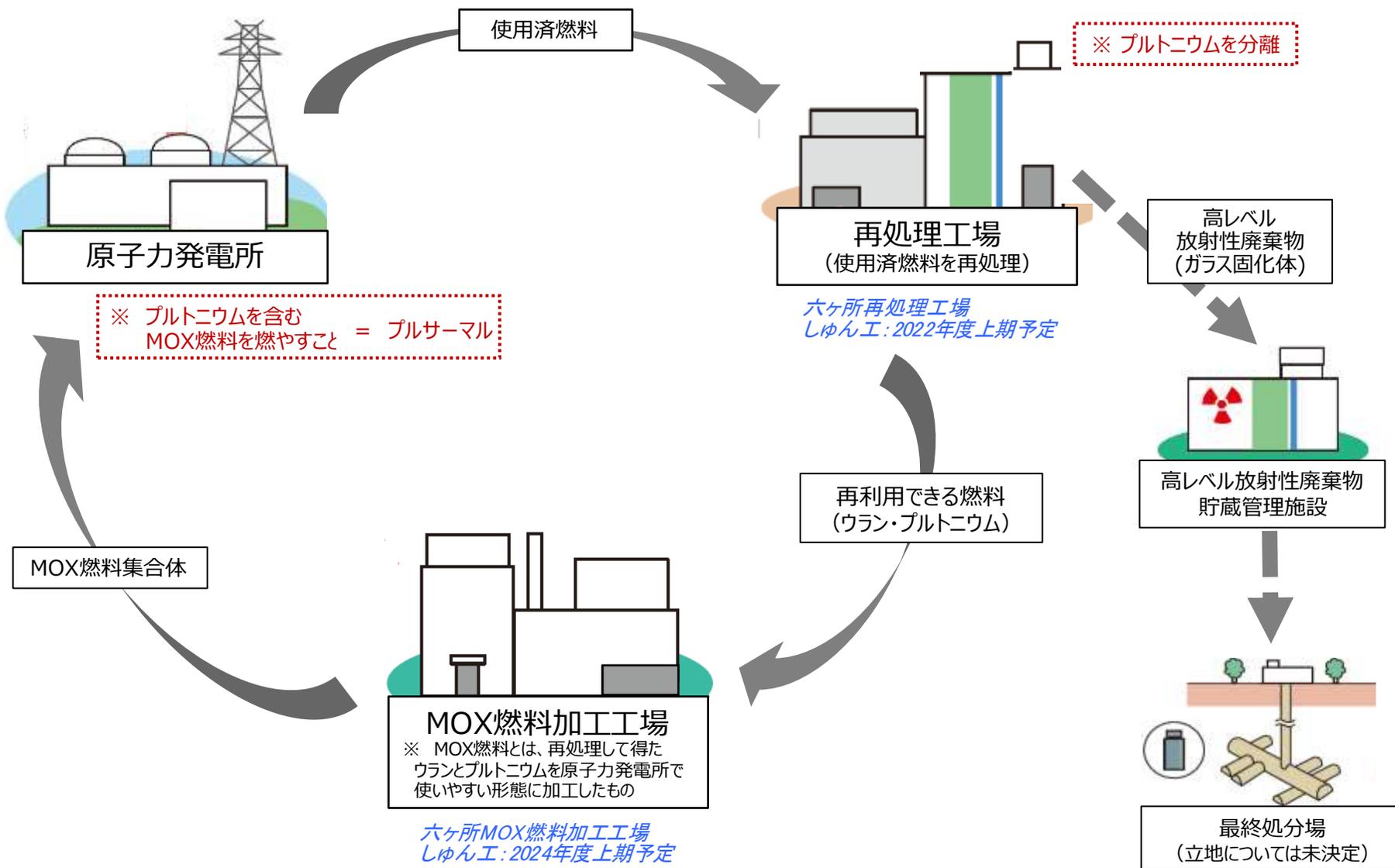
- 原子炉等規制法に基づく核物質防護、核セキュリティ文化の醸成、核セキュリティ対策強化のための取組（2021年4月、柏崎刈羽原発における事案に係る東京電力への是正措置命令の発出等）を実施。

3. 核軍縮・核不拡散体制の維持・強化

- 唯一の戦争被爆国として、核兵器不拡散条約を基礎に、核軍縮・核不拡散に向けた取組（国連総会への核兵器廃絶決議案の提出等）を積極的に実施。核兵器禁止条約を含め立場に相違がある中、各国の橋渡しにも尽力。

核燃料サイクル

「核燃料サイクル」は、原子力発電所の使用済燃料を再処理し、取り出したウラン・プルトニウムを再利用するもの。



我が国におけるプルトニウム利用の基本的な考え方 (平成30年7月原子力委員会決定)

関連資料

我が国の原子力利用は、原子力基本法にのっとり、「利用目的のないプルトニウムは持たない」という原則を堅持し、厳に平和の目的に限り行われてきた。我が国は、我が国のみならず最近の世界的な原子力利用をめぐる状況を俯瞰し、プルトニウム利用を進めるに当たっては、国際社会と連携し、核不拡散の観点も重要視し、平和利用に係る透明性を高めるため、下記方針に沿って取り組むこととする。

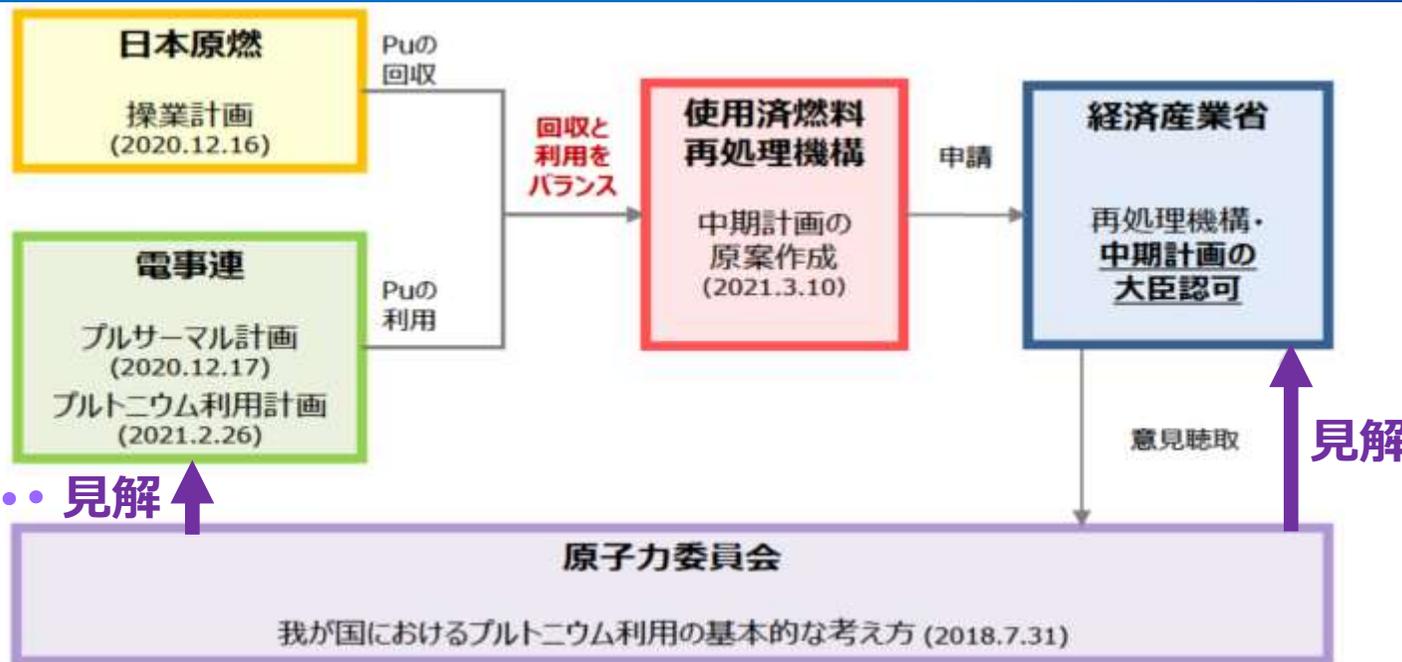
記

我が国は、上記の考え方に基づき、プルトニウム保有量を減少させる。プルトニウム保有量は、以下の措置の実現に基づき、現在の水準を超えることはない。

1. 再処理等の計画の認可（再処理等拠出金法）に当たっては、六ヶ所再処理工場、MOX燃料加工工場及びプルサーマルの稼働状況に応じて、プルサーマルの着実な実施に必要な量だけ再処理が実施されるよう認可を行う。その上で、生産されたMOX燃料については、事業者により時宜を失わずに確実に消費されるよう指導し、それを確認する。
2. プルトニウムの需給バランスを確保し、再処理から照射までのプルトニウム保有量を必要最小限とし、再処理工場等の適切な運転に必要な水準まで減少させるため、事業者に必要な指導を行い、実現に取り組む。
3. 事業者間の連携・協力を促すこと等により、海外保有分のプルトニウムの着実な削減に取り組む。
4. 研究開発に利用されるプルトニウムについては、情勢の変化によって機動的に対応することとしつつ、当面の使用方針が明確でない場合には、その利用又は処分等の在り方について全てのオプションを検討する。
5. 使用済燃料の貯蔵能力の拡大に向けた取組を着実に実施する。

加えて、透明性を高める観点から、今後、電気事業者及び国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(JAEA)は、プルトニウムの所有者、保有量及び利用目的を記載した利用計画を改めて策定した上で、毎年度公表していくこととする。

プルトニウム・バランス確保に向けた取組



プルトニウム利用計画について（見解） 2021.3.9

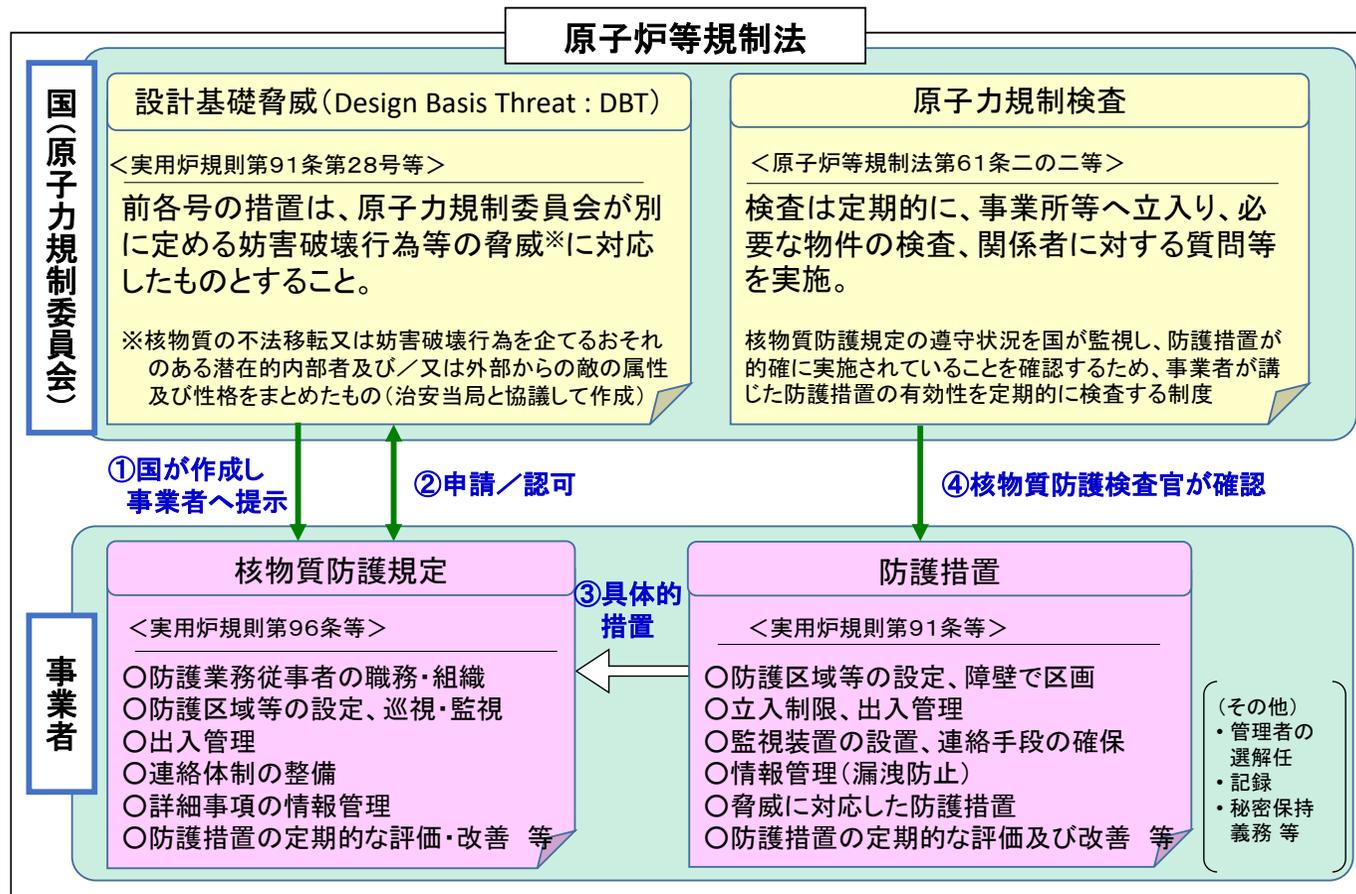
- 2021年度のプルトニウム保有量が約46.1t以下となる見込みであること等から、2021年度の利用計画は概ね妥当。
- 電気事業者に対し、海外保有分プルトニウムの着実な削減に向け、事業者間の一層の連携及び協力を進めるとともに関係方面との調整を加速させることを求める。
- 透明性向上の観点から、具体的な取組の進捗に応じて、利用計画を適切に公表することを期待。

実施中期計画の変更について（見解） 2021.3.24

- 2021年度から2023年度までの3年間における再処理及び再処理関連加工の実施場所、実施時期及び量が記載されている今般の実施中期計画は、原子力の平和利用やプルトニウムの需給バランス確保の観点から、概ね妥当と考える。
- プルトニウム需給バランスの確保等を実現するために、経済産業省が関係事業者に必要な指導を行うこと等を求める。

核セキュリティの確保、核セキュリティ文化の醸成

- 核セキュリティ文化とは、原子力組織に携わる人々が核セキュリティを確保するための信念、理解、習慣について話し合い、その結果を実施し根付かせていくもの。
- 核セキュリティ文化の醸成及び維持は、原子力に携わる者全ての務め。
- 2012年の法令改正により、核物質防護規定において「核セキュリティ文化を醸成するための体制（経営責任者の関与を含む。）に関すること」を定めることが原子力事業者等に義務付け。



原子力施設における核物質防護の仕組み

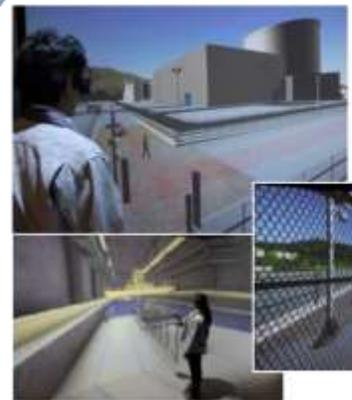
人材育成支援

- バーチャルリアリティ（VR）技術や核物質防護の実習施設を活用したトレーニング等の実施
- IAEA等との連携による、本分野での世界初の海外向けオンライントレーニングコースの開発・実施 等

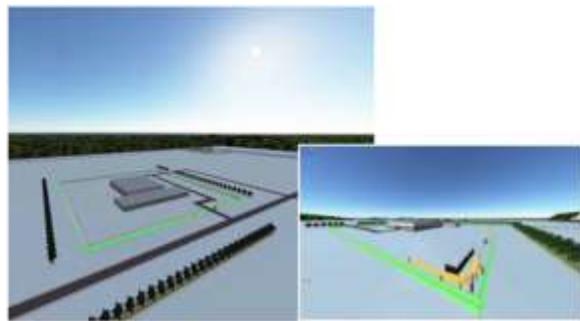
技術開発

- 対象物を非破壊分析するアクティブ法等の技術開発 等

VRシステムのコンテンツ類



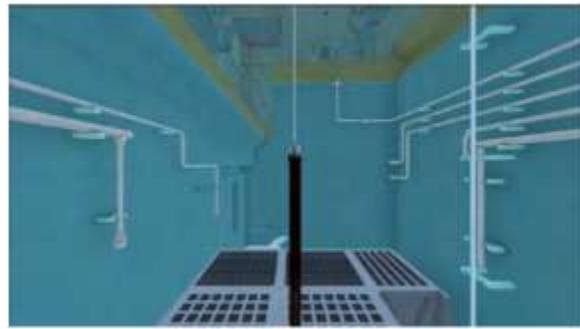
①原子力発電所



②研究炉施設



③原子力発電所・計量管理シナリオ



④原子力発電所・使用済燃料検認シナリオ

核物質防護実習フィールド

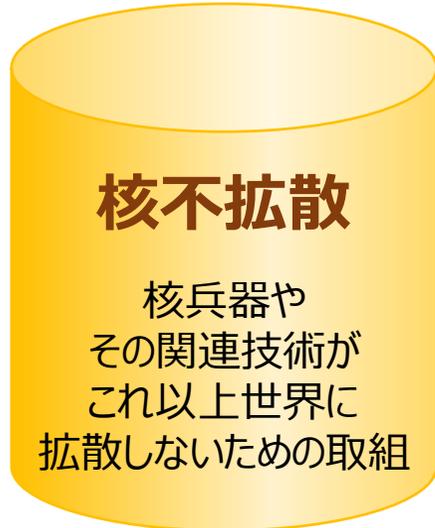


机上演習



ISCNによる様々なトレーニング

核兵器不拡散条約（NPT : Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons）の3つの柱



包括的核実験禁止条約
(CTBT : Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty)

IAEA

原子力協力協定

核兵器用核分裂性物質生産禁止条約（カットオフ条約）
(FMCT : Fissile Material Cut Off Treaty)

1. 原子力利用に対する信頼回復に向けて

- 科学的に正確な情報や客観的な事実（根拠）に基づく情報体系を整えることにより、これらの情報に基づき国民一人一人が理解を深められる環境の整備が必要。

2. 原子力関係機関による情報提供やコミュニケーション等の取組

- ① エネルギー政策に関するシンポジウム開催、対話型全国説明会の開催、ウェブサイトにおけるタイムリーな記事配信、体験型情報発信施設の運営等により情報発信。
- ② 東電福島第一原発の処理水の取扱いについて、地元自治体をはじめとした幅広い関係者との意見交換を実施（「関係者の御意見を伺う場」の開催等）。



高レベル放射性廃棄物の最終処分に係る対話型全国説明会の様子

3. 立地地域との共生

- 2021年3月、防災インフラ整備への支援等のため、原子力立地地域特措法を10年間延長。

1. 東電福島第一原発の廃止措置

- 30～40年後の廃止措置完了を目指し、汚染水・処理水対策、使用済燃料プールからの燃料取り出し、燃料デブリ取り出し等の廃炉作業を着実に推進。
- 2021年4月には、ALPS処理水の処分方針を公表。

2. 原子力発電所及び研究開発施設等の廃止措置

- ① 2020年5月、東京電力が福島第二原子力発電所1～4号機の廃止措置計画認可申請書を提出。
- ② 2021年3月末時点で、14の実用発電用原子炉施設、15の研究開発施設等が廃止措置中。

3. 放射性廃棄物の処分

- ① 高レベル放射性廃棄物の最終処分に向け、2020年11月から北海道の寿都町及び神恵内村で文献調査開始。



- ② 低レベル放射性廃棄物については、適切に区分しトレンチ処分やピット処分を実施するとともに、中深度処分及びウラン廃棄物の処分等に係る規制等の策定に向けた検討を推進。

東電福島第一原発の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ

- 令和元年12月に5回目の改定を実施。
- 「復興と廃炉の両立」を大原則とし、国も前面に立ち、安全かつ着実に取組を推進。



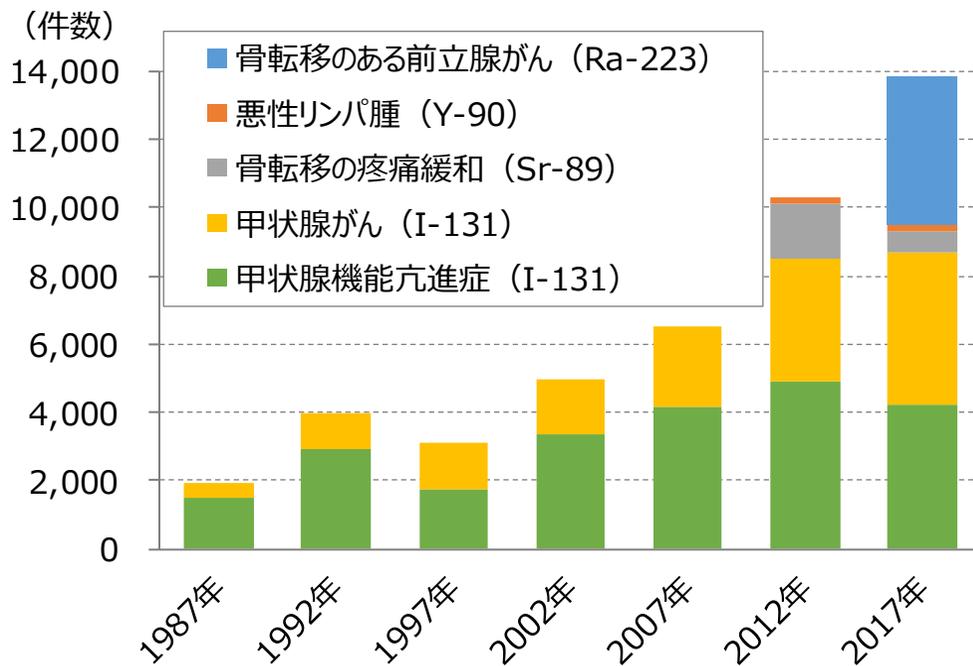
主な目標工程

汚染水対策	汚染水発生量を150m ³ /日程度に抑制	2020年内	達成済 (2020年平均140ml/日)
	汚染水発生量を100m ³ /日以下に抑制	2025年内	
滞留水処理	建屋内滞留水処理完了※※	2020年内	達成済
	原子炉建屋滞留水を2020年末の半分程度に低減	2022年度～ 2024年度	
燃料取り出し	1～6号機燃料取り出しの完了	2031年内	
	1号機大型カバーの設置完了	2023年度頃	
	1号機燃料取り出しの開始	2027年度～ 2028年度	
	2号機燃料取り出しの開始	2024年度～ 2026年度	
燃料デブリ取り出し	初号機の燃料デブリ取り出しの開始 (2号機から着手。段階的に取り出し規模を拡大)	2021年内 (※)	
廃棄物対策	処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通し	2021年度頃	
	ガレキ等の屋外一時保管解消	2028年度内	

※※1～3号機原子炉建屋、プロセス主建屋、高温焼却建屋を除く。

1. 様々な分野における放射線利用

- ① 放射線・放射性同位元素（RI）の利用は、工業、農業、医療等の幅広い分野において社会を支える重要な技術。
- ② 医療分野では、診断と治療の両方に活用。2020年6月には、一部の腫瘍を対象として、BNCT（ホウ素中性子捕捉療法）の保険適用開始。α線放出RIを用いた医薬品によるがん治療の研究も進展。
- ③ 科学技術分野では、物質科学や生命科学等の様々な分野と接点があり、物質の構造解析等に活用。



非密封RIを用いた核医学治療件数（年間）の推移

2. 放射線利用環境の整備

- 放射線・RIを安全かつ適切に利用するため、国際基準等に照らし、2020年3月・4月に規則を改正（水晶体の被ばく限度引下げ）。

令和2年度版原子力白書第7章で紹介した放射線・RI利用の取組は、社会受容性の向上にも資するもの。

加速器を用いたBNCT（ホウ素中性子捕捉療法）

白書本文
で紹介

- 以前は、中性子源を原子炉に依存していたため普及に制限。
- その後、病院内に設置できる加速器を用いた小型BNCTシステムの開発が進められ、医療機器として実用化。
- 2020年6月、一部の腫瘍を対象として保険適用が開始。



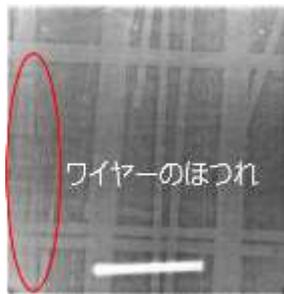
南東北 BNCT 研究センター陽子ビーム加速器と輸送装置

同治療室

BNCT治療システム（南東北BNCTセンターの例）

コラム ～小型加速器による社会インフラの「レントゲン検査」～

- ✓ 社会インフラの老朽化が社会課題となる中、トンネルや橋等の定期点検では、非破壊検査の実施も推奨。
- ✓ 持ち運び可能な小型の高出力X線加速器を用いた「レントゲン検査」により、内部状態を現地で「診断」する技術の研究開発が進展。

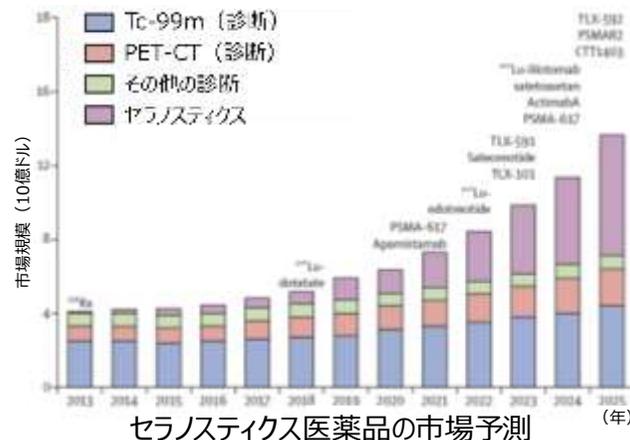


橋梁のX線検査画像例

コラム ～RIを用いた治療と診断の組合せ：「セラノスティクス」への期待～

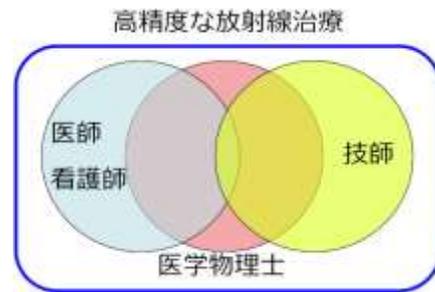
- ✓ RI医薬品を用いて治療(Therapeutics)と診断(Diagnostics)を合わせて行う「セラノスティクス」(Theranostics)が注目。

- ✓ 高い精度でRIを運ぶ化合物の探索、化合物とRIとを効果的に結合する方法の探索、Ac-225等のα線放出RIの利用等の研究開発が進展。



コラム ～高度な放射線治療を支える医学物理士～

- ✓ 高精度な放射線治療には、装置や技術の向上に加え、それらを医療展開する対応も必要。
- ✓ 医学物理士は、患者ごとの治療計画の実施や投与線量の精度管理、治療装置の維持管理や性能向上等に貢献。





目視・打音
によるスク
リーニング



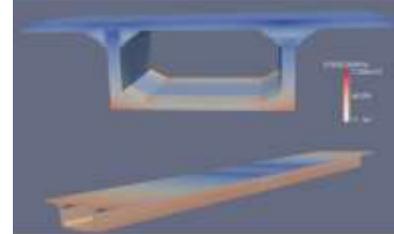
X線透視検査



構造解析

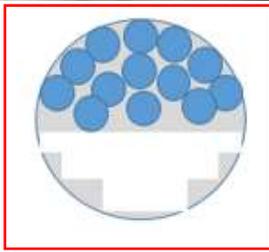


判断
(修復等)



補修へ

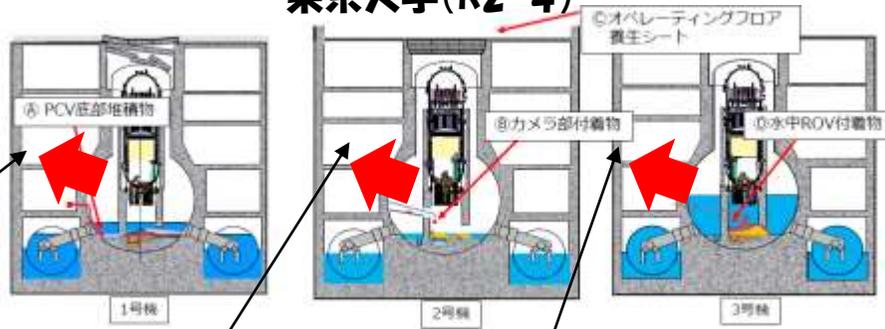
日本土木学会標準へ



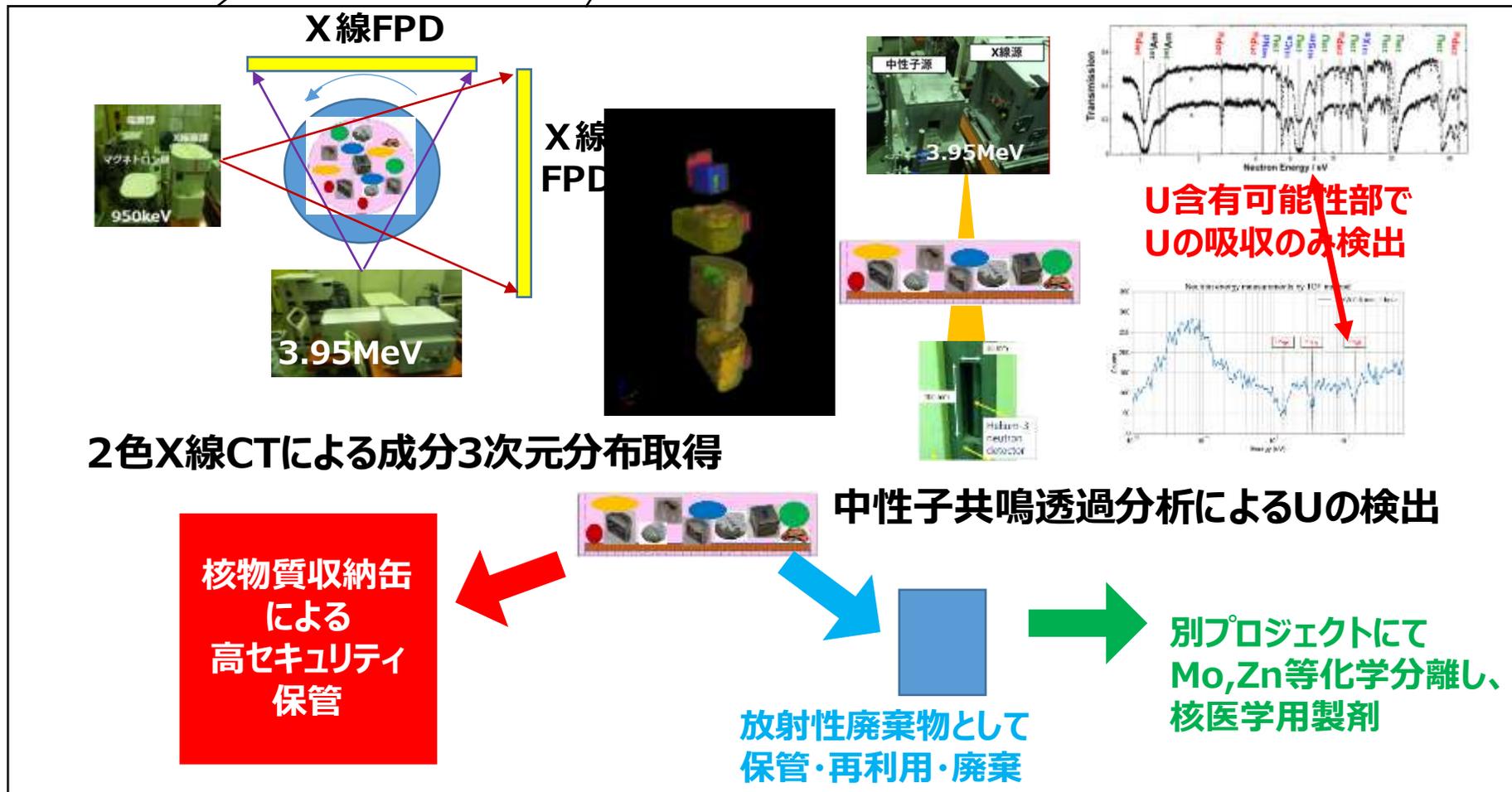
国交省 : 約80/年
都道府県 : 約30/年
市町村 : 約100/年
⇒国・地方自治体管理合計 : 約210/年
高速道路 : 約25/年
⇒国内合計 : 約245/年

内閣府SIP「インフラ維持管理・更新・マネジメント技術」(H26-30)
国交省「道路政策の質の向上に資する技術研究開発」(R2-4)

橋梁のレントゲン検査と補修 (治療) (インフラ・メディカル)

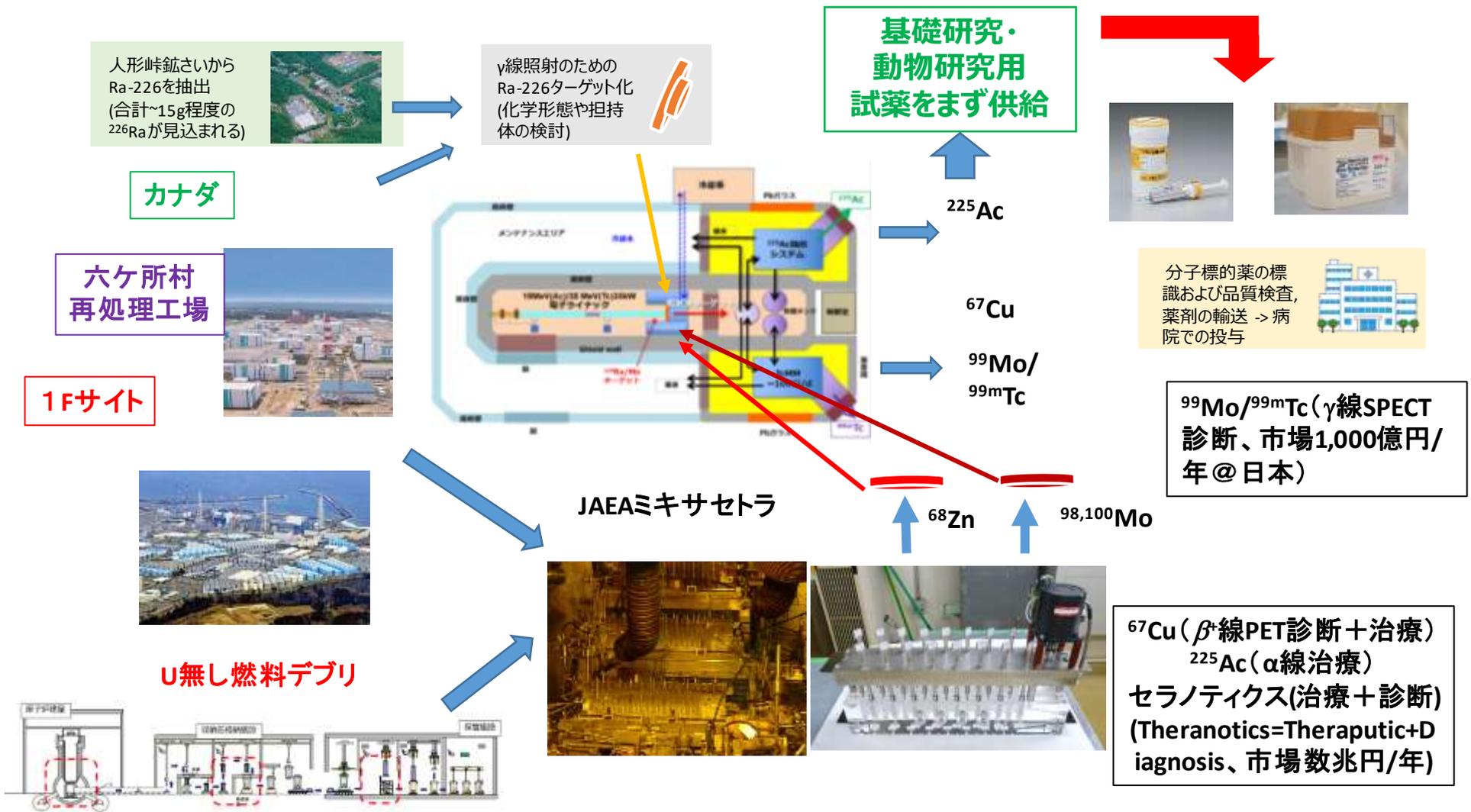


格納容器直外で
2色X線CT・中性子
共鳴透過分析、
および仕分け



東大原子力専攻・原子力国際専攻・バイオエンジニアリング専攻・アイソトープ総合センター・放射線医学総合研究所

<< ウラン鉱さい由来のAc-225医薬品生成の全体像 >>



ラジオアイソトープ製造に向けた我が国の姿勢

成長戦略フォローアップ（2021年6月18日閣議決定）

（中略）また、試験研究炉等を使用したラジオアイソトープの製造に取り組む。

成長戦略フォローアップ 工程表

(3) 量子技術等の最先端技術の研究開発の加速

2021年度		2022年度	2023年度	2024年度～	担当大臣	KPI
予算編成 税制改正要望	秋～年末	通常国会				
産総研を中核に次世代コンピューティング技術の研究開発拠点を整備、技術戦略を策定		技術戦略に基づき、研究開発拠点において研究開発を推進			【経済産業大臣】	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2021年度より2025年度までの、官民合わせた研究開発投資の総額を約120兆円とする
地方大学・地方公共団体・企業でビジョンを共有しながらバックキャスト型研究開発や成果の社会実装を行う拠点を形成し、地域での持続的な活動の仕組みを構築					【文部科学大臣】	
試験研究炉等を使用したラジオアイソトープの製造に取り組む					【内閣総理大臣（内閣府特命担当大臣（科学技術政策））、文部科学大臣】	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2025年度までに企業から大学、国立研究開発法人等への投資（共同研究受入額）を3倍増にすることを目指す
日本企業の航空機市場参入に向けた、DBJ等を通じたリスクマネー供給の拡大需要家と素材メーカーの連携、研究開発・設備投資の促進					【経済産業大臣】	
完成機開発の再開に向けた環境整備					【経済産業大臣、国土交通大臣】	
「全国航空機クラスター・ネットワーク」を通じた「松阪クラスター」モデル等の横展開					【経済産業大臣】	
国内外への展開を目指す企業等に対して、生産性の向上や、事業継続・拡大に向けた連携・新規参入支援						
マレーシアとの航空機産業における協力枠組みの構築		アジア諸国の航空機産業との協力推進				

タイトル

α線薬剤の開発とアイソトープの供給
 – アクチニウム225と国際機関における役割の可能性 –

(The Development of Alpha-emitting radiopharmaceuticals and the Supply of the Isotopes:
²²⁵Ac and the possible role of the international organization)

概要

- IAEA幹部、メガファーマ、Ac-225の製造・研究開発・流通等について先進的な取組を推進している各国機関、Ac-225製造に係る研究開発を行う日本の機関、新興国の研究者が現状や課題、今後の期待について発表。
- 会議はオンラインとウィーン現地のハイブリッド形式で開催。各国・地域及び国際機関からオンラインで160名超、現地で30名超、計約200名が参加（米、英、仏、加、尼、中、韓、IAEA、OECD/NEA等）



上坂委員長による開会挨拶



IAEA物理化学部門 部長
 メリッサ・デネケ氏によるスピーチ



ノバルティスファーマ
 アンドリュー・ケヴィ氏によるプレゼンテーション



ユーラトム
 マルガリータ・グラール氏によるプレゼンテーション

目的・概要

- RIは、医療分野や工業・農業分野等における活用が可能であり、特に医療分野については、諸外国において製造や利用のための研究を国策として強化する動きが見られる。
- 我が国においても、成長戦略フォローアップ（2021年6月18日閣議決定）において「試験研究炉等を使用したラジオアイソトープの製造に取り組む」旨記載されており、経済安全保障の観点からも、RIの製造・利用の方向性を確立する必要がある。
- このような現状に鑑み、医療用をはじめとするR I の製造・利用推進に係る必要な検討を行うため、「医療用等ラジオアイソトープ製造・利用専門部会」を2021年11月16日（火）に原子力委員会のもとに設置。
- 専門部会は、原子力委員のほか、RI製造に係る専門家、RI利用に係る研究者、医療現場における利用・利用のための基準作成に係る専門家、産業界におけるRI医薬品供給に係る専門家により構成。
そのほか、オブザーバーとして、内閣府健康・医療戦略推進事務局、復興庁、外務省、文部科学省、厚生労働省、経済産業省の課室長級職員が参加。原子力規制庁は、RIの規制や廃棄物という規制にも関わりのある議論がある会合には参加いただくこととする。

審議内容

- (1) 医療用等RI製造・利用に係るアクションプランの策定について
- (2) その他

1. 研究開発・イノベーションの推進

- ① 文科省と経産省が連携し、基礎研究から実用化まで連続的なイノベーション促進を目指し、2019年に立ち上げたNEXIP（Nuclear Energy X Innovation Promotion）イニシアチブを継続的に推進。
- ② 軽水炉の安全性向上のための研究開発、高温ガス炉、高速炉、SMR等の革新炉の研究開発、核融合に関する研究開発を継続的に推進。2020年9月には、「もんじゅ」サイトに設置する新たな試験研究炉の炉型を決定。

2. 基盤的施設・設備の強化

- 高経年化が進む中、研究開発や人材育成の基盤として不可欠な設備について、新規制基準への対応を推進。

3. 人材の確保及び育成

- 原子力利用の推進と安全管理の両方を担う人材を確保・育成することが必要との課題認識の下、国、研究開発機関、大学等が連携しつつ、様々な取組（研修、出前授業、原子炉実機を扱う実習等）を推進。

グリーン成長戦略（令和3年6月改定）における 原子力産業の主な取組等

関連資料

主な今後の取組

- 国際連携を活用して高速炉開発を着実に推進する。
 - － 米国やフランスとの国際連携を、JAEAの実験炉・原型炉の運転・保守データ、試験施設等も活用して推進。
- 2030年までに国際連携により小型モジュール炉技術を実証する。
 - － 2020年代末の運転開始を目指す米英加等の海外の実証プロジェクトと連携した日本企業の取組を支援。
- 2030年までに高温ガス炉における水素製造に係る要素技術を確立する。
 - － JAEAが保有する高温工学試験研究炉（HTTR）を活用し、安全性の国際実証に加え、2030年までに大量かつ安価なカーボンフリー水素製造に必要な技術開発を推進。
- ITER計画等の国際連携を通じた核融合研究開発を着実に推進する。
 - － ITER計画について、2025年運転開始、2035年核融合運転開始を目指し、日本国内で建設中の大型トカマク装置（JT-60SA）の運転開始に向けた研究開発を推進。

水素の高温熱分解のイメージ（例）



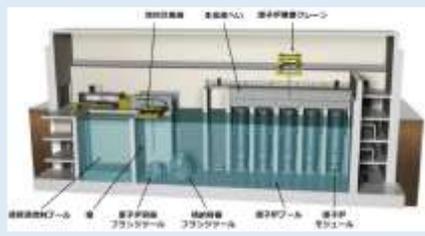
2050年における国民生活のメリット

- 放射性医薬品材料の医療分野等への活用が期待される。
 - － JAEAの試験研究炉から産出される、放射性医薬品材料の活用（例：がん治療）の可能性。

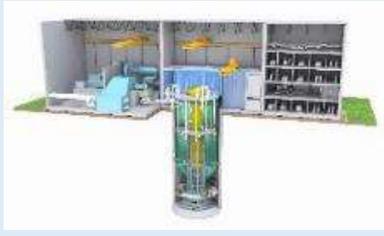
小型軽水炉(SMR)

- 小さな炉心により、受動安全採用等のシステムシンプル化、信頼性向上
- モジュール生産による工期短縮
⇒避難範囲縮小、低資本費

◆ NuScale (NuScale社)



◆ BWRX-300 (GE日立)



高速炉

- 高速中性子を利用した、ナトリウム冷却炉
⇒資源の有効利用、放射性廃棄物の減容化・有害度低減

◆ 実験炉：常陽 (JAEA)



◆ PRISM (GE日立)



高温ガス炉

- 化学的に安定なヘリウム冷却材・多重被覆燃料を使用した高温の原子炉 (約950℃)
⇒熱利用・水素製造、高い安全性

◆ 試験炉：HTTR (JAEA)



(出典) 令和3年2月25日 第21回 総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会 資料3

核融合炉

- 燃焼プラズマの達成・長時間燃焼の実現
- 原型炉に必要な炉工学技術の基礎の形成

ITER (実験炉)
(仏、カダラッシュ (ITER機構))



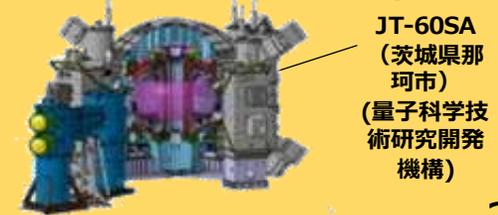
ITER計画

補完
支援



幅広いアプローチ活動

国際核融合エネルギー研究センター
(青森県六ヶ所村)
(量子科学技術研究開発機構)



JT-60SA
(茨城県那珂市)
(量子科学技術研究開発機構)

(出典) <https://www.fusion.qst.go.jp/fusion-energy-forum/topics/2020/images/iwabuchi1.pdf>

世界の代表的なSMR

- ほとんどのSMRはまだ開発中
- 実用化は、ロシアのKLT-40Sだけ
- 燃料濃縮度は5%以上が多い

凡例	
●	運転中
◎	建設中
○	許認可段階
△	基本設計中
×	概念設計中
M性	モジュールとして
○	連結が可能 (電気出力は1Mあたり)
HALEU 濃縮度5~20%	

LWR:軽水炉、MSR:溶融塩炉
 HTGR:高温ガス炉
 FR:高速炉、MiMR:マイクロ炉
 LWRS:海上軽水炉

国名	原子炉名	炉型	電気出力 (万kW)	M性	燃料	設計者	開発段階
米国	NuScale	LWR	7.7	○	< 5%	ニュースケール	○
	SMR-160	LWR	16			ホルテック	○
	BWRX-300	LWR	30			GE日立	○
	Xe-100	HTGR	8	○	HALEU	Xエナジー	○
	Hermes	MSR	3.5			ケイロス・パワー	○
	Natrium	FR	34.5			テラパワー、 GE日立	○
	eVinci	MiMR	~0.5			ウェスチングハウス	△
	Aurora	MiMR	0.15			オクロ	○
	MMR	MiMR	0.5~1			USNC	○
英国	UK-SMR	LWR	47		< 5%	ロールス・ロイス	△
	SSR-W	MSR	30		Pu	モルテックス	×
	U-Battery	MiMR	0.4		HALEU	Urenco	△
カナダ	ARC-100	FR	10		HALEU	ARC	×
	IMSR	MSR	19	○	< 5%	テレストリアル・エネ ジー	○
ロシア	KLT-40S	LWRS	3.5	○	HALEU	ロスアトム	●
	RITM-200M	LWRS	5.3	○	HALEU	ロスアトム	△
中国	ACP100	LWR	12.5		< 5%	CNNC	◎
	ACPR50S	LWRS	6			CGN	◎
	HTR-PM	HTGR	21	○	HALEU	清華大	◎

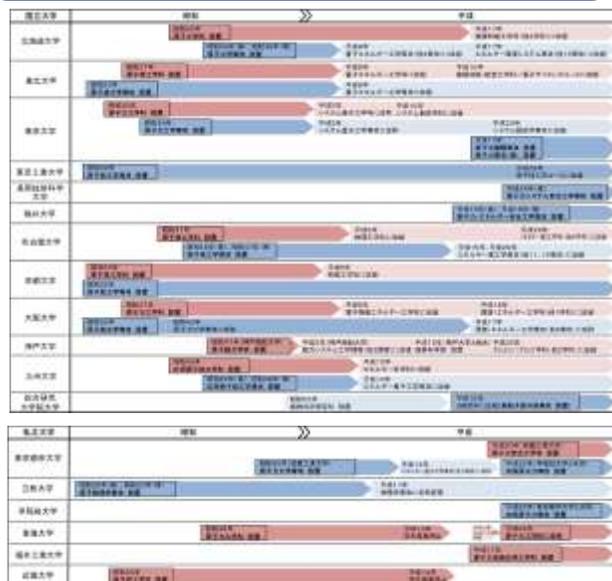
出所: OECD/NEA等を基にJEPIC作成

(注) 本スライドにおける「SMR」は、「電気出力が概ね30万kw以下の小型で、パッケージ（モジュール）で製造される新型原子炉」を指す。

(出典) 令和3年10月5日 第32回原子力委員会 資料1（海外電力調査会）

- ◆ 我が国の**原子力分野の維持・発展**のためには、**安全の確保**を図りつつ、**研究・開発及び利用を支える人材を育成・確保していくことが必要**。
- ◆ 国内外の**良好事例**を参考に、**原子力分野に関係するセクター間での役割分担と連携**により、**優秀な人材を輩出していく好循環を構築していくことが重要**。

原子力関係学科・専攻の設立変遷



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
原子力人材育成作業部会（平成27年7月7日（第1回）） 資料より

我が国の現状

- 大学の**良好事例**
 - ✓ 学部から大学院まで連携した教育
 - ✓ 原子力系及び放射線系教員の連携強化 等
- 課題・求められる取組
 - ✓ 研究・教育の**国際的なプレゼンス向上**
 - ✓ 学生間の原子力分野の**人気低下**、**教育の充実**
 - ✓ 仕事を通じての**経験・知識の継承** 等



今後取り組むべき方向性例

- 研究・教育の**国際的なプレゼンスの向上**、大学での**原子力教育の維持・強化**、大学外での**人材育成**
- 学部・修士までは、広い分野の教育と研究**（原子炉、放射線応用、リスクコミュニケーション等）
- 専門的実務教育は、人材育成ネットワークを駆使してオールジャパンで社会人教育**を実施し、資格（炉主任、核取、技術士、放射線取扱主任等）の取得を促す

- リスクコミュニケーションとは
- 社会心理学
- 実在的世界と精神的世界と社会的世界
- 事故後失った信頼の回復
- 社会受容性 (PA: Public Acceptance)
- 世界各国でのPAの状況
- 放射線医療の役割
- 福島第一原発事故で貯まるトリチウム水の処理

事業者の取組 (中部電力の事例)

- 発電所で働く従業員が、一軒一軒訪問して行う「訪問対話」をはじめ、様々な機会を通じて、地域とのコミュニケーションを深めている。

○訪問対話

発電所で働く従業員が、一軒一軒訪問。
 約84,000戸を約1年半で1巡
 2019年3月に4巡目を開始



○発電所キャラバン

地域のイベント等でブースを設置し、原子力の必要性や安全対策について説明。
 2019年度実績：16回開催



○意見交換会

安全対策や、エネルギー問題等について、少人数で話し合う意見交換会を開催。
 2019年度実績：30回実施



○発電所見学会

安全性向上に向けた取組を説明。
 2019年度実績：発電所見学者 15,303人
 原子力館来館者 144,619人



(出典) JAEA廃炉環境国際共同研究センター (CLADS)
<https://clads.jaea.go.jp/jp/rd/map/map.html>

波及効果や意識変化が大きいとされる次世代層や女性層への理解促進に向け、様々な取組を実施

- 次世代層への理解活動（大学生や高専生などの次世代層を対象とした出前講座）
- ボードゲームを活用した理解活動（ゲーム性と原子力への理解促進の両立）
- 女性層への理解活動（シンポジウム、発電所等施設見学会の開催）
- 広域的な連携による理解活動（全国に所在する関係組織との連携）



原子力発電に必要なものを遊びながら学ぶことができる「原子力発電 THE ボードゲーム」

JAIF出前講座の開催実績（2005～2021年8月末）

「原子力発電THE ボードゲーム」

- 東電福島第一原発の事故から10年（進展するも、課題も）
- 原子力分野の維持発展のため、安全確保を図りつつ、研究・開発等を支える人材の育成が重要
- 2050年カーボンニュートラル実現に向けて、再生可能エネルギーの最大限の導入に取り組むとともに、原子力については、安全の確保を大前提に、必要な規模を持続的に活用していくことが、第6次エネルギー基本計画に記載。
- 原子力安全の向上に向けた多くの取組
 - ・ 安全性向上技術
 - ・ 核セキュリティの強化
 - ・ 廃炉のための研究
 - ・ 革新炉
- 放射線と原子力を結ぶ研究（セラノスティクス（診断・治療薬））、インフラディカル（橋梁レントゲン検査）、燃料デブリのその場での成分分析・仕分け
- 社会受容性とリスクコミュニケーション

招待講演 Ⅲ

我が国における核物質防護規制の現状

原子力規制庁

放射線防護グループ核セキュリティ部門

管理官補佐（総括）

成田 達治

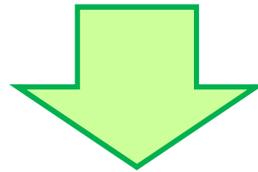
我が国における核物質防護規制の現状

令和3年11月
原子力規制委員会
原子力規制庁
核セキュリティ部門
成田達治

1. はじめに

核物質防護対策の枠組み

- 1 特定核燃料物質の不法移転の防止
(核爆発装置等への転用防止)
- 2 原子力施設等に対する妨害破壊行為の防止
(受容できない放射線影響の防止)



公共の安全を図るため、特定核燃料物質を取り扱う事業者に対して、防護措置を規制要求

国際的責務

(1) 多国間条約

- 「核兵器の不拡散に関する条約」(1976年締結)
- 「原子力事故の早期通報に関する条約」、「原子力事故又は放射線緊急事態の場合における援助に関する条約」(原子力事故関連2条約)(1987年締結)
- 「核物質の防護に関する条約」(1987発効、1988年加入)
- 「原子力の安全に関する条約」(1994年締結)
- 「爆弾テロ防止条約」(1997採択、2001年発効)
- 「使用済燃料管理の安全及び放射性廃棄物管理の安全に関する条約」(2003年締結)
- 「核テロリズム防止条約」(2005採択、2007年発効)
- 「核物質防護条約の改正」(2005採択、2014年国会承認)

(2) 二国間協定

- 原子力協定(核物質防護の履行)
- 締結国等：米国，英国，カナダ，豪州，フランス，中国，ユーラトム，カザフスタン，韓国，ベトナム，ヨルダン，ロシア，トルコ，U A E，インド

(3) IAEAの核セキュリティ・シリーズ文書

- 核物質及び原子力施設の防護に関する核セキュリティ勧告(INFCIRC/225/Rev.5)(2011年発行) etc.

IAEA安全原則

【IAEA 基本安全原則SF-1抜粋①】

原則1: 安全に対する責任

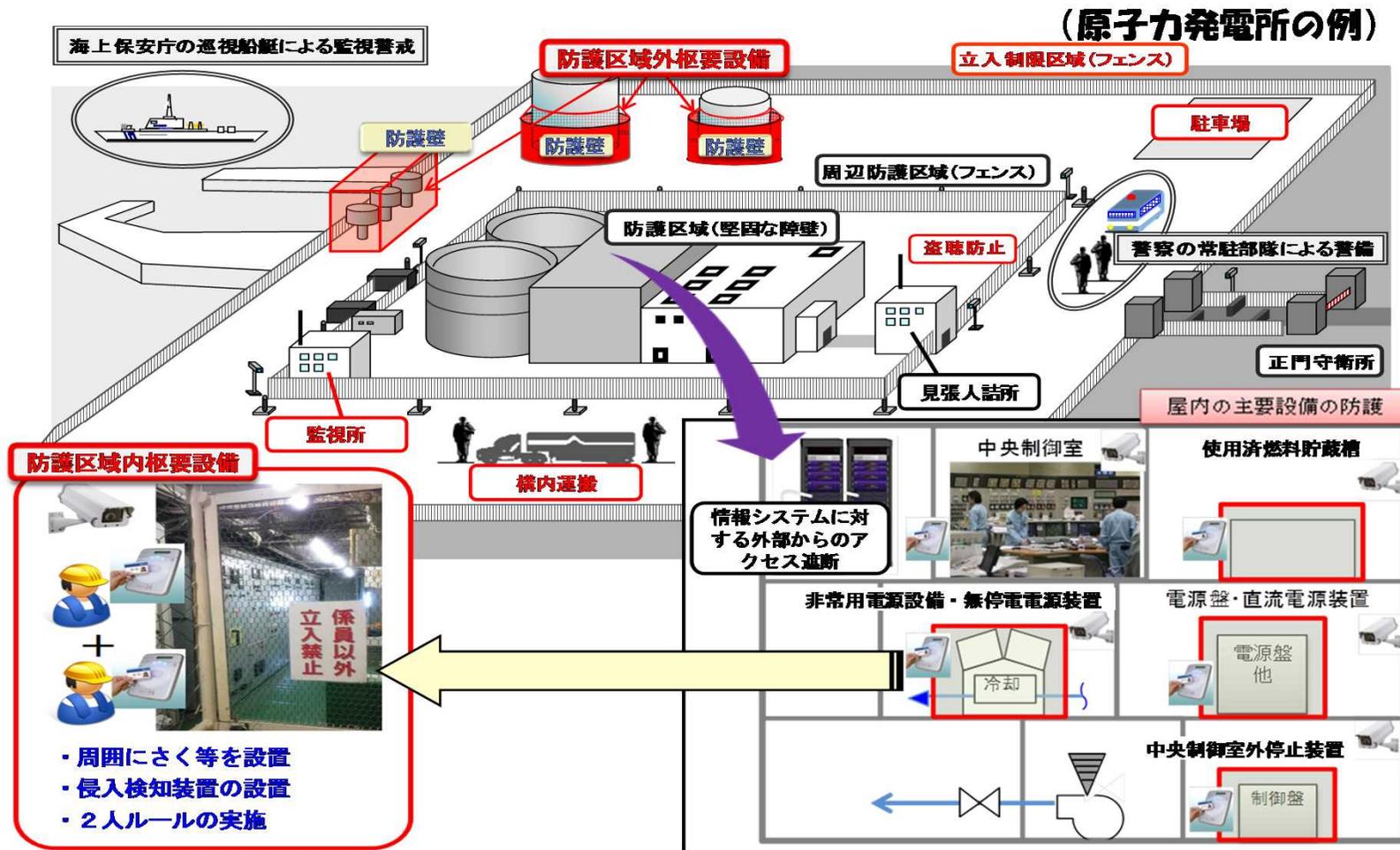
安全のための一義的な責任は、放射線リスクを生じる施設と活動に責任を負う個人または組織が負わなければならない。

【原文】

Principle 1: Responsibility for safety

The **prime responsibility** for safety must rest with the person or organization responsible for facilities and activities that give rise to radiation risks.

核物質防護対策のイメージ



原子力発電所等オンサイトにおけるテロ行為への対応に係る関係組織間の責任の整理

時間 推移	事象 展開	許可事業者の責任	治安当局の責任
1	検知	<ul style="list-style-type: none"> ・防護設備による侵入の検知 ・治安当局への通報 	<ul style="list-style-type: none"> ・常駐部隊の巡回等
2	遅延 ※1	<ul style="list-style-type: none"> ・防護設備による遅延対策 ・治安当局を支援する措置の実施※2 	<ul style="list-style-type: none"> ・常駐部隊による遅延対策の実施
3	鎮圧	<ul style="list-style-type: none"> ・治安当局を支援する措置の実施※2 	<ul style="list-style-type: none"> ・鎮圧部隊による鎮圧対策の実施

※1：遅延の目的は、テロリストの破壊行為等の開始を遅らせることにある。

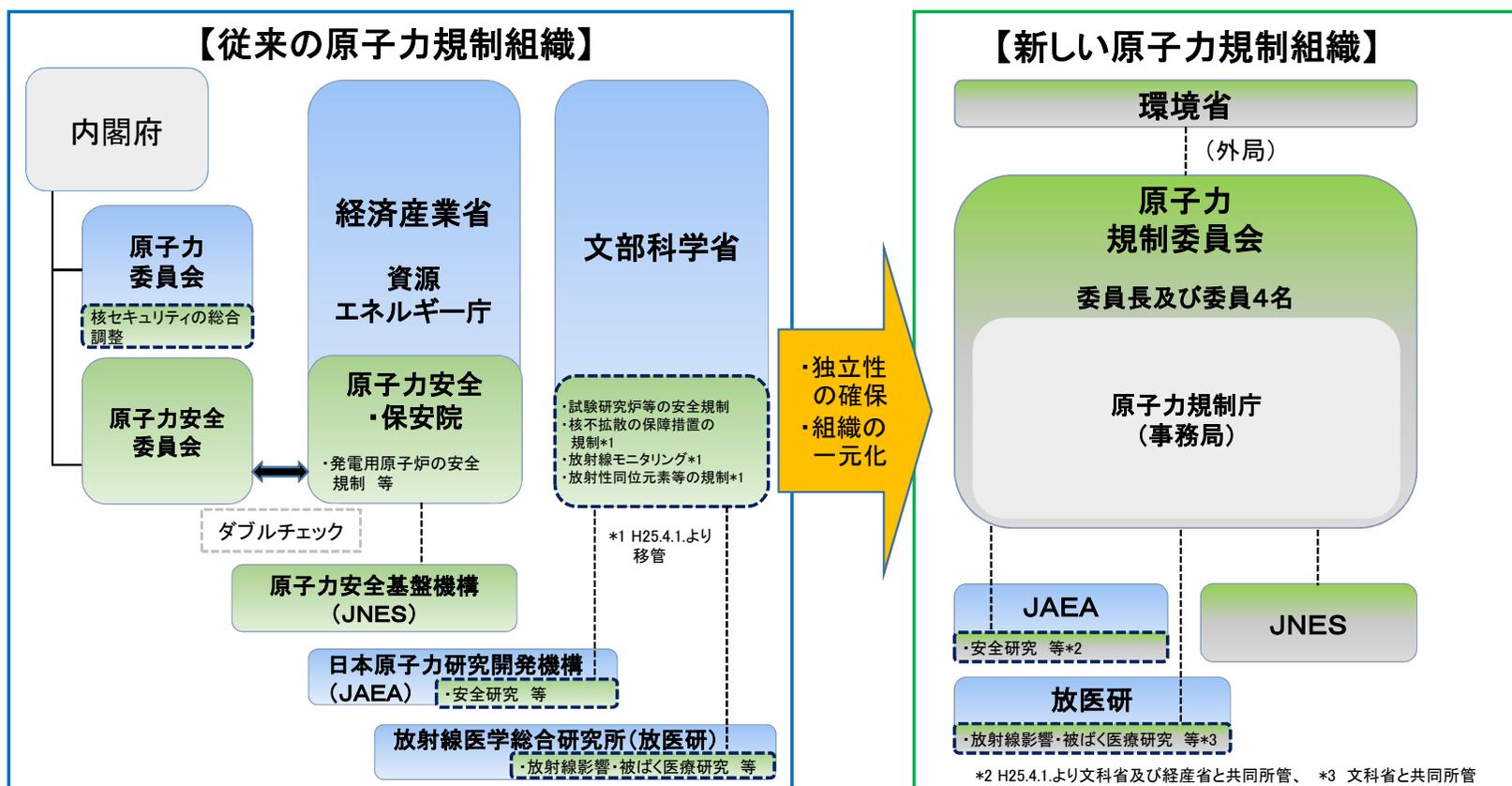
※2：具体的な治安当局を支援する措置としては、常駐部隊への警備拠点等の準備や情報提供等が挙げられる。

出典：我が国の核セキュリティ対策の強化について（平成24年3月9日原子力委員会原子力防護専門部会）

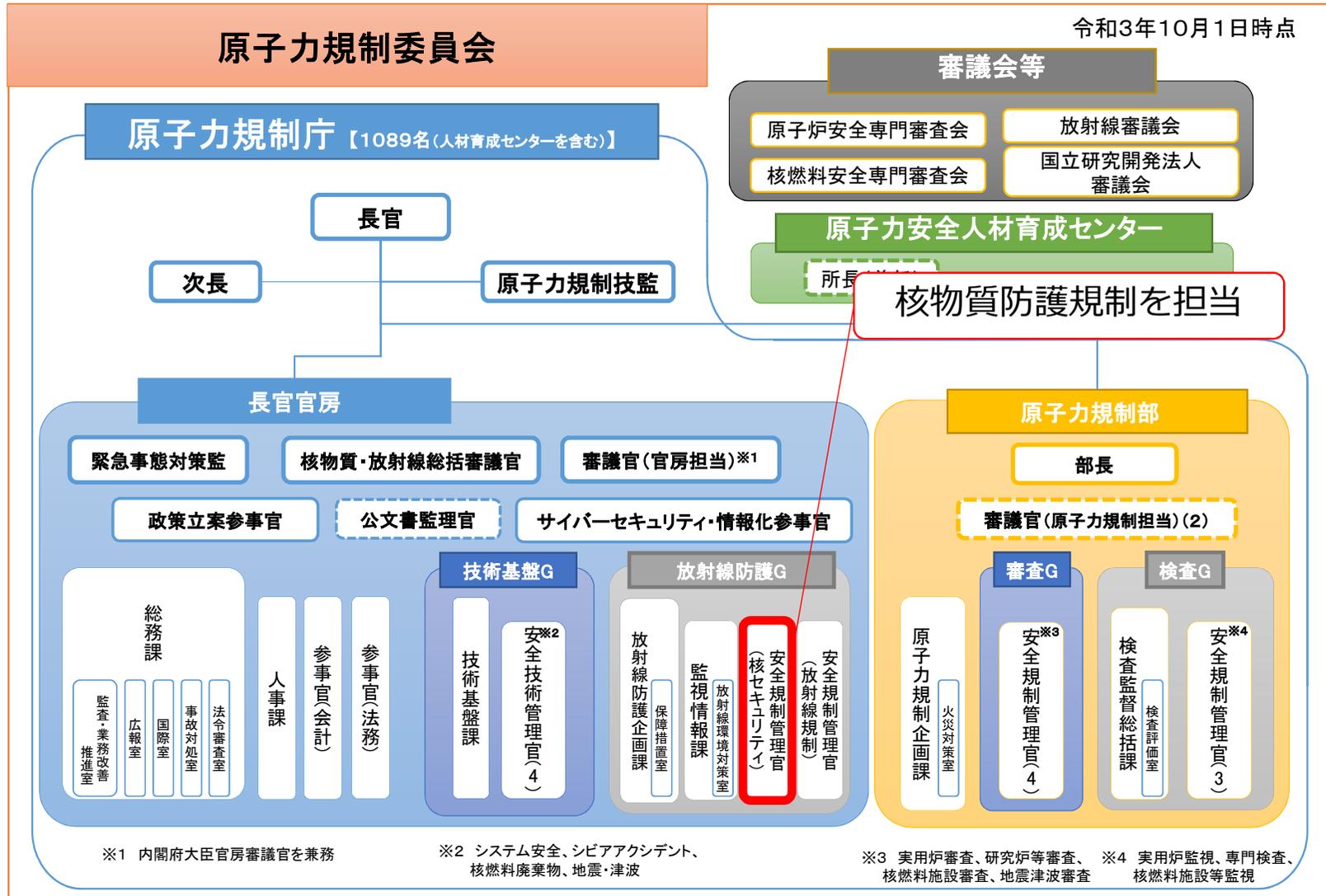
2. 原子力規制委員会の発足

原子力規制委員会の発足（平成24年9月19日）

- 独立性の確保：原子力利用における「推進」と「安全規制」とを分離し、専門的な知見に基づき中立公正な立場から独立して原子力安全規制に関する職務を担う組織として、3条委員会である「原子力規制委員会」を設置
- 原子力規制組織の一元化：原子力安全規制、核セキュリティ、核不拡散のための保障措置、放射線モニタリング、放射性同位元素等の規制を一元化

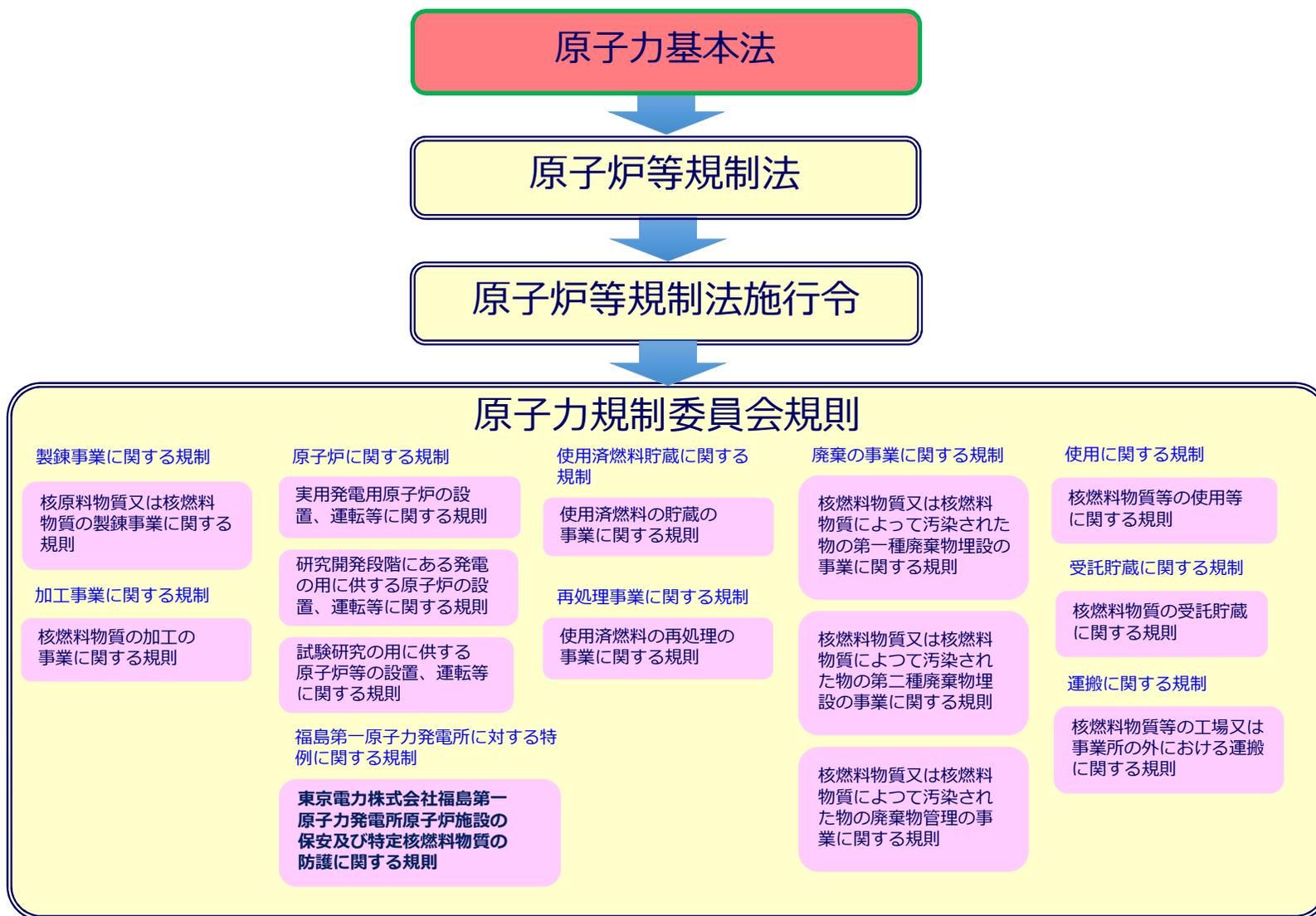


原子力規制委員会の組織体制(本庁)

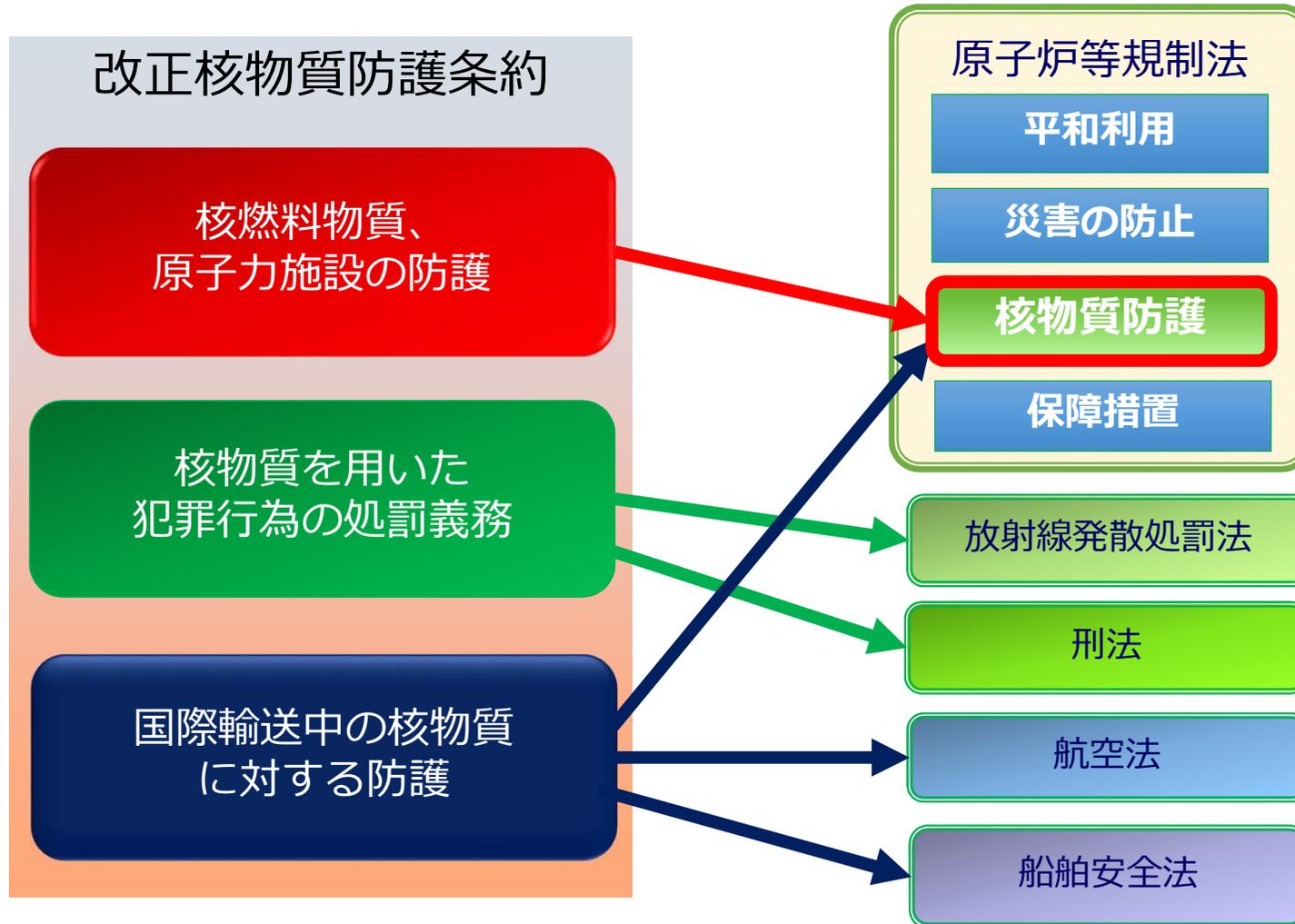


3.核物質防護に関する法規制の枠組み

原子力規制法令の構成



法律による改正核物質防護条約の担保



等級別手法の適用

- ① 核燃料物質の取扱量に応じた規制要求
 - ✓ 特定核燃料物質を取り扱う施設に対して、不法移転を防止するための防護措置を規制要求
 - ✓ 防護区分Ⅰ～Ⅲ

- ② 設計基礎脅威（DBT）を考慮した規制要求

上記施設のうち、

 - ✓ 特定核燃料物質の不法移転が懸念される施設に対して、不法移転を防止するための防護措置を規制要求
 - ✓ 設計基礎脅威において許容できない放射線影響を与える可能性がある施設に対して、妨害破壊行為を防止するための防護措置を規制要求

核燃料物質の取扱量に応じた規制要求

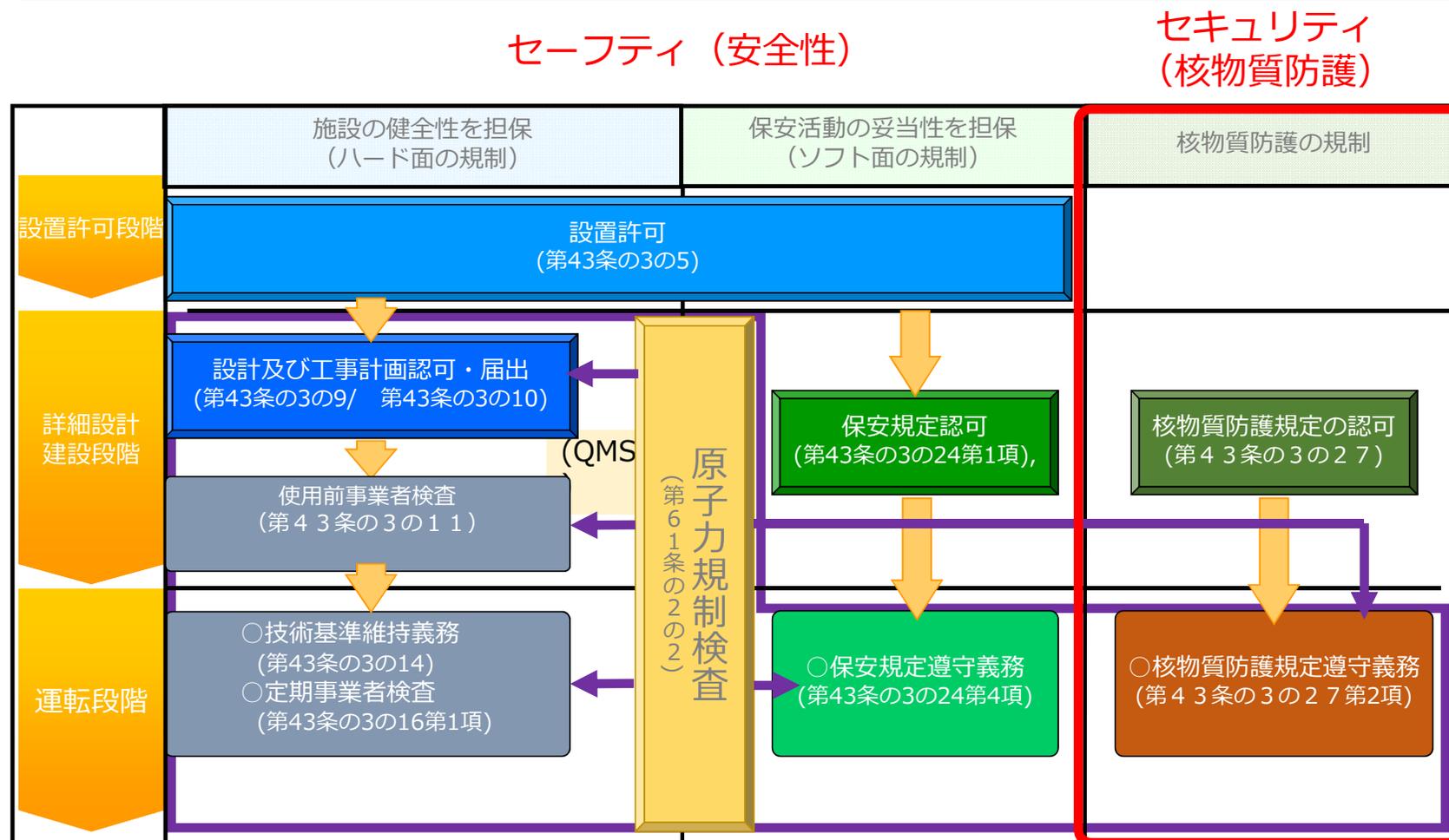
防護対象核燃料物質の定義		防護区分		
核燃料物質 (未照射)	重量	I	II	III
Pu	> 15g	$\geq 2 \text{ kg}$	> 500 g < 2 kg	> 15 g $\leq 500 \text{ g}$
U-235	$\geq 20\%$	> 15g	$\geq 5 \text{ kg}$	> 15 g $\leq 1 \text{ kg}$
	<20% $\geq 10\%$	> 1kg		$\geq 10 \text{ kg}$
	<10% > NU	$\geq 10\text{kg}$		> 1 kg < 10 kg
U-233	> 15g	$\geq 2 \text{ kg}$	> 500 g < 2 kg	> 15 g $\leq 500 \text{ g}$

< 1メートル離れた地点で毎時1グレイを超える照射燃料等について >

- 区分 I、区分 II の燃料は区分を 1 ランク下げることが可能
- 天然ウラン、劣化ウラン、トリウム、濃縮ウラン10%未満の燃料は、区分 II とする。
- ガラス固化体は、区分 III とする。

原子力発電所の許認可等に係る法規制体系

- 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）に基づき、原子力発電所の安全規制を実施し、各段階で事業者からの申請等に基づき、基準の適合性などを確認。



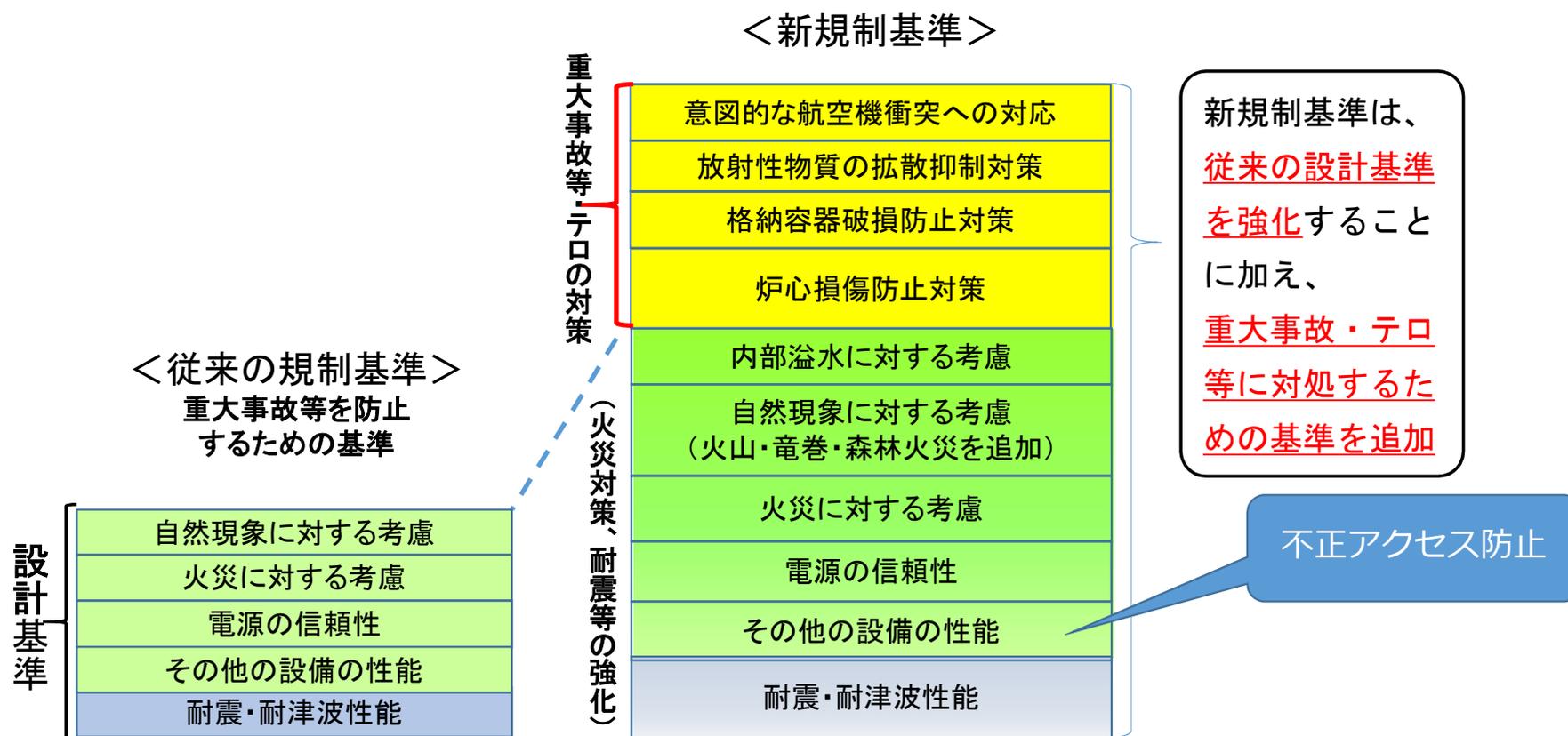
原子炉等規制法における核物質防護関連規定

第一章	総則	○目的・定義
第二章	製錬の事業に関する規制	○施設規制
第三章	加工の事業に関する規制	●事業等の許可・指定、設計・工事方法の認可
第四章	原子炉の設置、運転等に関する規制	●使用前事業者検査 等
第一節	試験研究用等原子炉の設置、運転等に関する規制	○保安規制
第二節	発電用原子炉の設置、運転等に関する規制	●保安規定の認可、核燃料取扱主任者等の選任等 等
第五章	貯蔵の事業に関する規制	○核物質防護規制
第六章	再処理の事業に関する規制	●防護措置、核物質防護規定、核物質防護管理者 等
第七章	廃棄の事業に関する規制等	○廃止規制
第八章	核燃料物質等の使用等に関する規制	●廃止措置、廃止措置計画の認可 等
第九章	原子力事業者等の責務	事業所外廃棄、 <u>運搬</u> 、受託貯蔵等
第十章	原子力事業者等に関する規制等	譲渡・譲受制限、クリアランス等
第十一章	原子力規制検査に基づく監督	<u>検査の受検</u>
第十二章	国際規制物資の使用等に関する規制等	国際規制物資使用の許可、計量管理規定の認可、 保障措置検査等
第十三章	雑則	事故届、報告徴収、立入検査、 <u>秘密保持義務</u> 、 <u>国家公安委員会等との関係</u> 等
第十四章	罰則	防護措置義務等違反に対する罰則等
第十五章	外国船舶に係る担保金等の提供による釈放等	

4. 最近の核物質防護に関する法令改正

従来の規制基準と新規制基準の比較

- 福島事故の教訓と反省を踏まえ、原子炉等規制法を改正（H25.7）。
- 重大事故等を防止するための基準を強化するとともに、万一重大事故等やテロが発生した場合に対処するための基準を新設。



実用炉規則に規定する核物質防護措置

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第91条第2項（抜粋）

- | | | | |
|------------|-------------------------|------------|------------------------------|
| 1号 | 防護区域の設定 | <u>16号</u> | <u>防護区域外防護対象枢要設備の防護</u> |
| 2号 | 周辺防護区域の設定 | | <u>(2012年改正)</u> |
| <u>3号</u> | <u>立入制限区域の設定</u> | 17号 | 特定重大事故等対処施設の防護 |
| | <u>(2011年改正)</u> | <u>18号</u> | <u>情報システムに対する外部からのアクセス遮断</u> |
| 4号 | 防護区域等の巡視 | | <u>(2012年改正)</u> |
| 5号 | 防護区域等への人の立入り | <u>19号</u> | <u>情報システムセキュリティ計画の作成</u> |
| 6号 | 防護区域等への業務車両以外の車両の立入禁止 | | <u>(2012年改正)</u> |
| 7号 | 防護区域等の駐車場の設置 | 20号 | 非常用電源設備及び無停電電源装置の設置 |
| 8号 | 防護区域等の出入口の措置 | 21号 | 防護設備の点検及び保守 |
| 9号 | 特定核燃料物質の管理 | 22号 | 防護のための連絡 |
| 10号 | 特定核燃料物質の運搬 | 23号 | 見張人詰所の代替措置 |
| 11号 | 監視装置の設置 | 24号 | 教育及び訓練 |
| 12号 | 出入口の施錠 | 25号 | 防護体制の整備 |
| 13号 | 中央制御室及び緊急時制御室の防護 | 26号 | 緊急時対応計画の作成 |
| 14号 | 中央制御室外停止装置等の防護 | 27号 | 秘密の管理 |
| <u>15号</u> | <u>防護区域内防護対象枢要設備の防護</u> | <u>28号</u> | <u>個人の信頼性の確認</u> |
| | <u>(2012年改正)</u> | | <u>(2016年改正)</u> |
| | | 29号 | 妨害破壊行為等の脅威への対応 |
| | | 30号 | 定期的な評価、必要な改善 |

内部脅威対策の強化



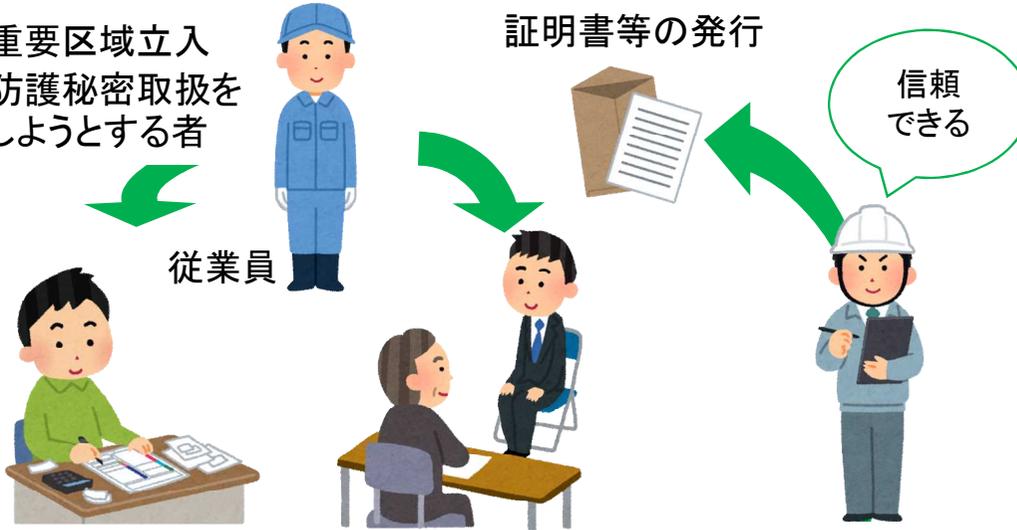
(国際原子力機関)

- 核セキュリティ勧告(平成23年)
- IPPAS報告書(平成27年)

原子力施設の内部脅威対策として、
施設の重要な区域に立ち入ろうとする
従業員等の信頼性確認制度を取り入れるべき

個人の信頼性確認制度

- 重要区域立入
- 防護秘密取扱をしようとする者



【自己申告】

- 履歴・経歴
- 外国・犯罪組織との関係
- 責任・判断能力等

【面接・適性検査】

- 人物の特徴
- 申告内容の確認
- 行動上の特性
- 薬物検査 等

核物質
防護管理者

事業者が実施
国は実施状況確認

防護措置に係る炉規法 関係規則を改正

実用炉等(22施設)



- 平成28年9月規則改正
- 平成29年11月運用開始

試験炉等(18施設)



- 平成31年3月規則改正
- **令和元年度運用開始**

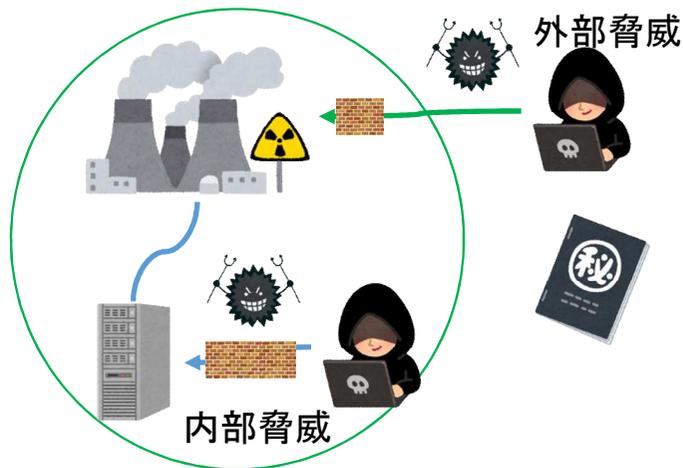
サイバーセキュリティ対策の強化



(国際原子力機関)

- 核セキュリティ勧告(平成23年)
- IPPAS報告書(平成27年)

原子力施設のサイバーセキュリティに関して、
高度な専門家を配置して検査能力を強化し
サイバー攻撃シナリオを想定して**防護措置を強化**すべき



防護措置に係る炉規法
関係規則を改正

- 平成24年度規則改正

① 情報システムへの外部アクセスを遮断

② 「情報システムセキュリティ計画」の作成

- 平成30年10月

「サイバー攻撃のシナリオ」の策定



「Stuxnet」事案(平成21年)

- イランのウラン濃縮工場
- 遠心分離機がマルウェア感染
- 約8,000台のうち2割以上が損傷して動作不能に

～内部脅威者が保守端末にマルウェアを感染
～マルウェアはプログラムを改変し機器が異常動作

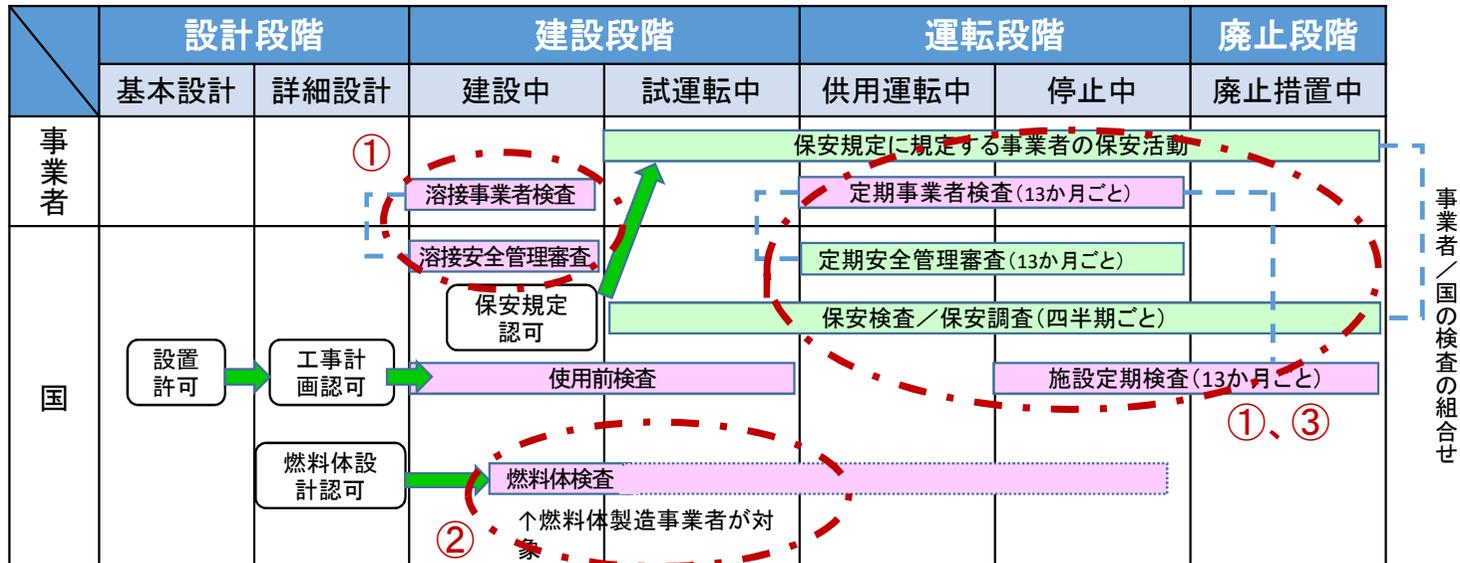
5. 検査制度の改正

原子力規制検査(以前の検査制度)

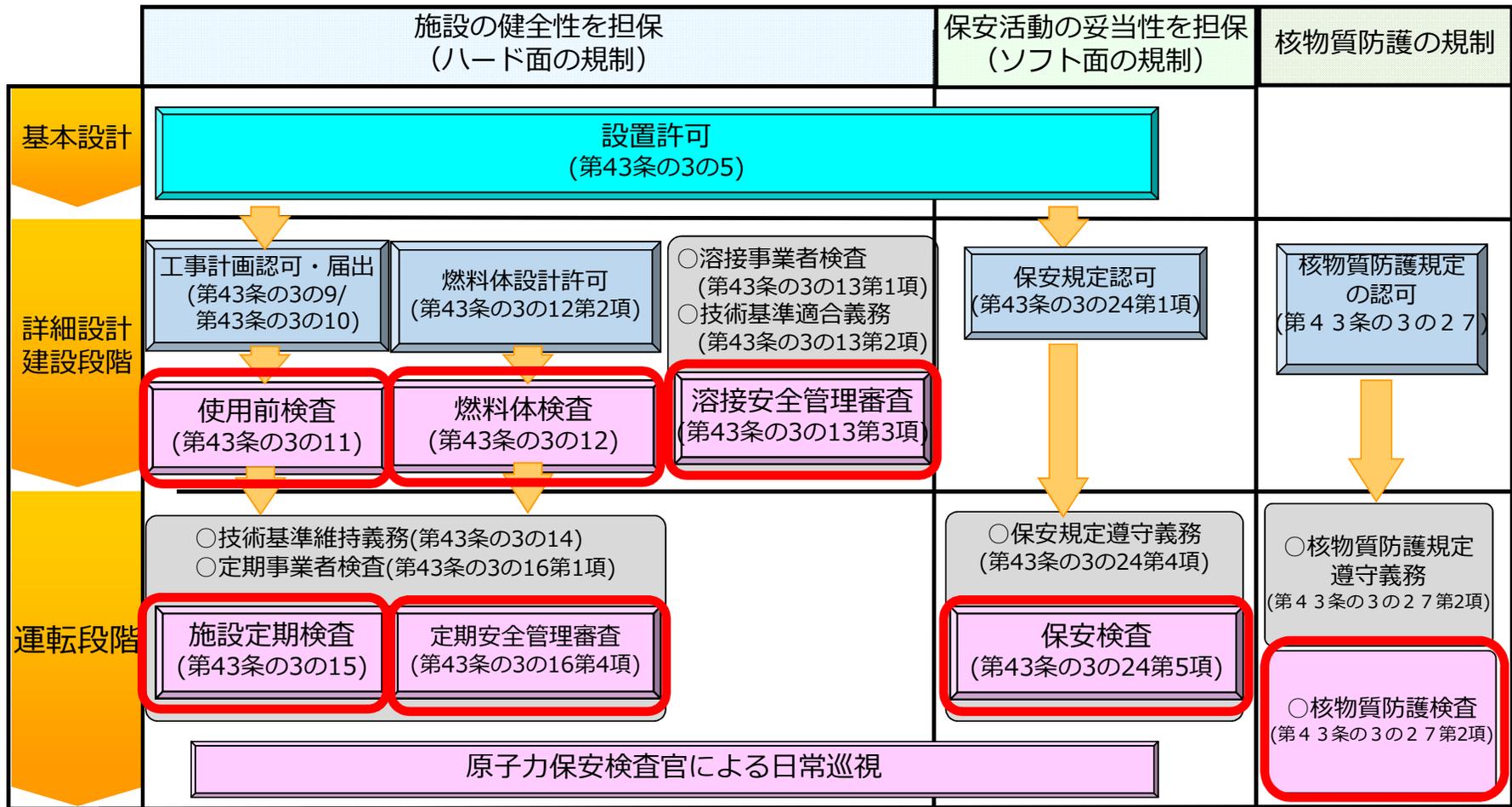
<R2.3.31以前の検査制度>

- 国が行う検査と事業者が行う検査が混在(①)
- 原子力事業者以外(下請メーカー)を対象とする検査も混在(②)
- 国の検査は、内容・実施時期が限定的、ハード/ソフト面を細切れで検査(③)

《以前の検査制度(発電用原子炉施設)》



原子力発電所に係る旧法規制体系（R2年3月31日以前）



 内は、国が行う検査。

新検査制度（原子力規制検査）のポイント（1/2）

1. 検査の対象は事業者の全ての保安活動であり、検査官は、検査したい施設や活動や情報に自由にアクセスできる。
(フリーアクセス)
2. 検査官はより多くの時間を安全上重要なものの検査に使うとともに、実際の事業者の活動を現場で確認する。
(リスクインフォームド、パフォーマンスベースト)
3. 規制機関は事業者のあらゆる保安活動を監視し、安全上の問題を指摘することで改善活動を促進させる。

新検査制度（原子力規制検査）のポイント（2/2）

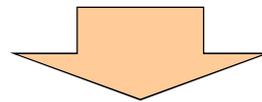
○ 実際の保安活動を重視：パフォーマンスベースト

「規定されたルールや手順に従っているか」よりも、「実際の活動が、本来あるべきもの※で適正であるか」に着眼する。

※「本来あるべきもの」とは、規制要求を満たしていることに加え、事業者が自ら設定した基準や管理目標を満たしていることも含む。

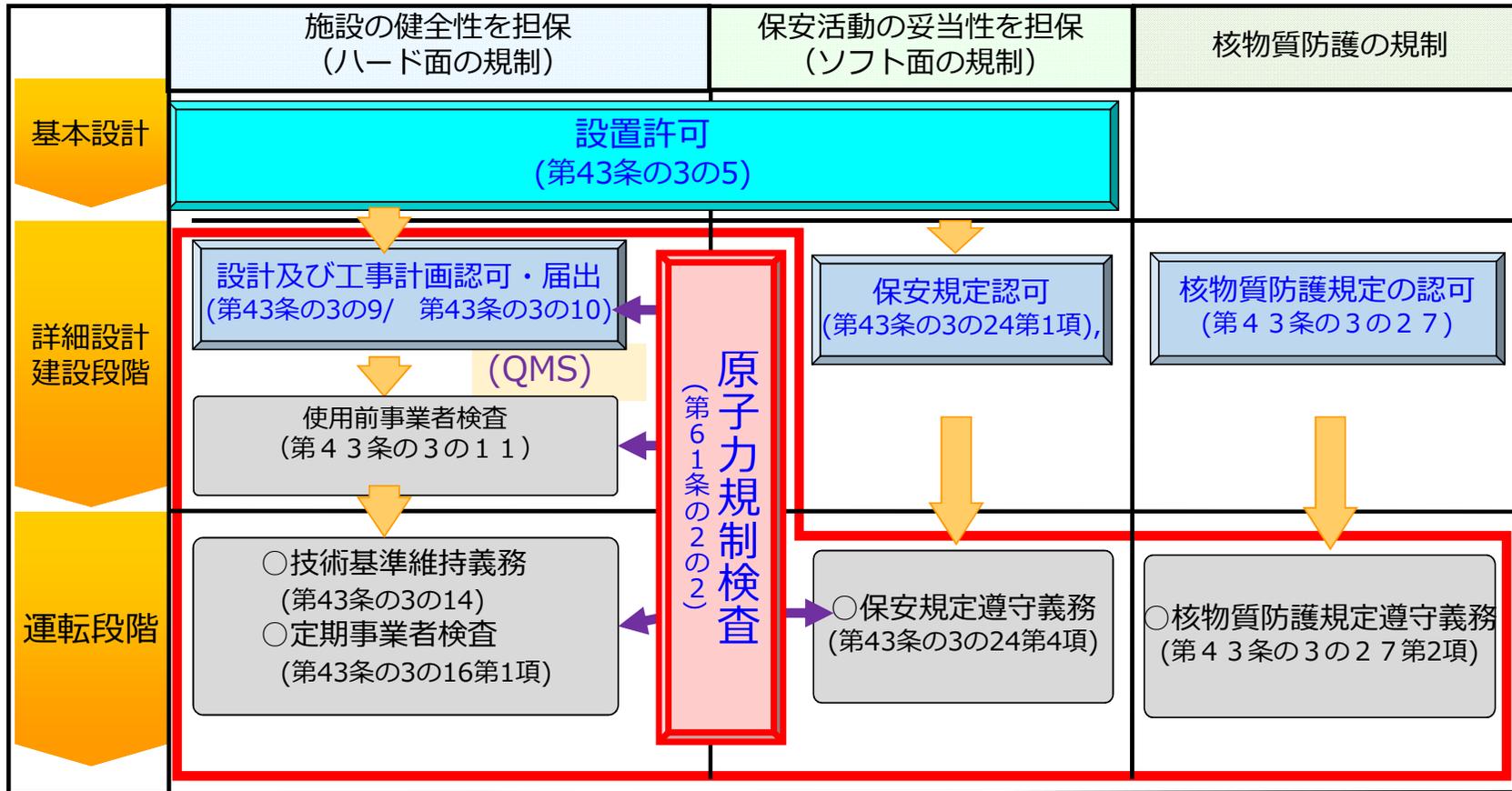
○ リスク情報の活用：リスクインフォームド

定量的リスク評価や設備の重要度クラス、施設の状態、過去のトラブル事例、他施設の運転経験などのリスク情報を総合的に活用する。



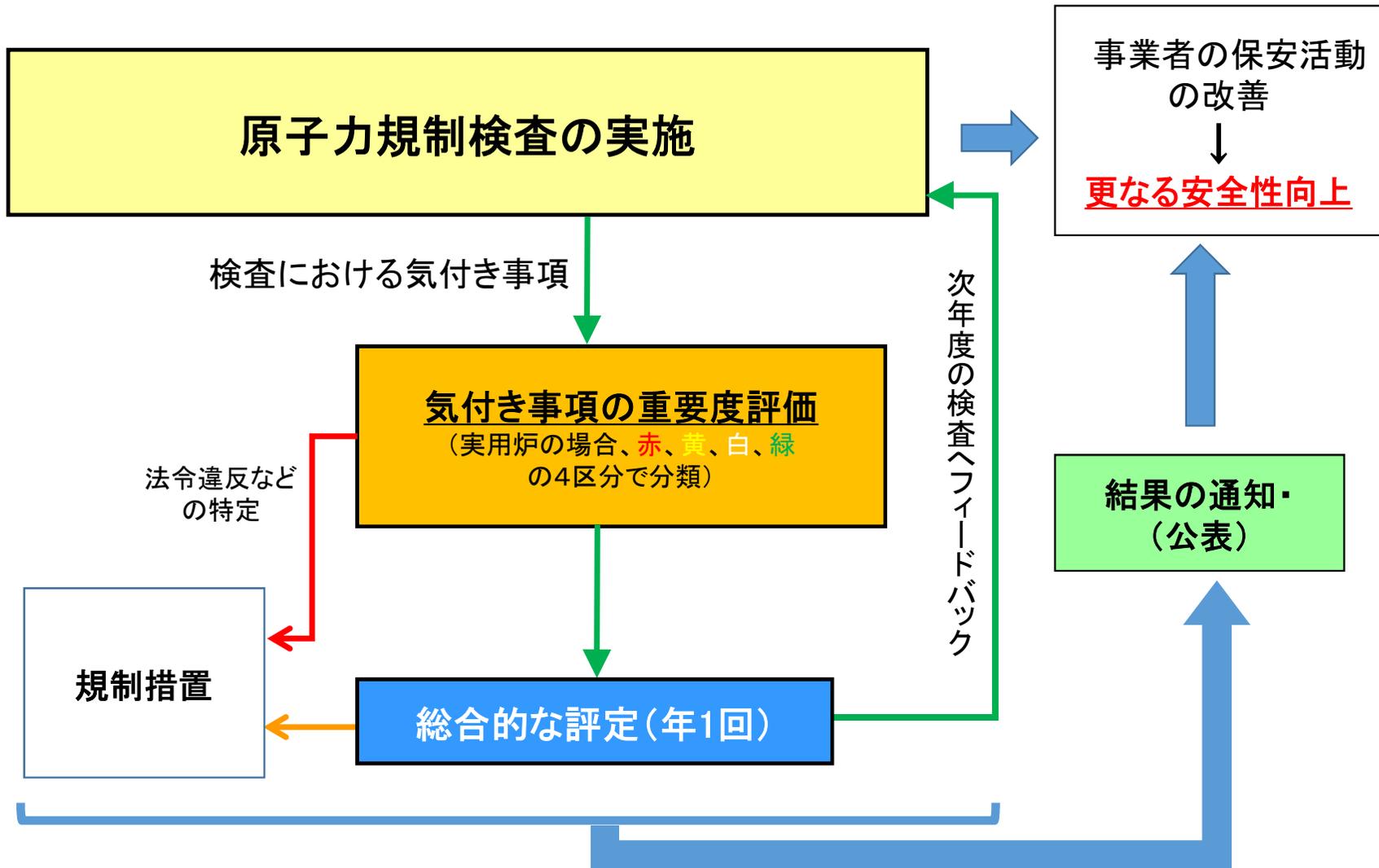
検査官は、リスク情報を活用し、より重要な設備や保安活動を検査対象として選定し、現場で実際の設備の状態や保安活動の実施状況を検査する。

原子力発電所に係る法規制体系（R2年4月1日以降）



内は、国が行う検査。

新たな検査制度の流れ（実用炉の場合）



新たな検査制度の流れ ②

○「検査における気付き事項」及び「核物質防護の水準に係る実績の指標」の重要度を評価し、「赤」、「黄」、「白」、「緑」の4段階の色で表現

重要度評価 の区分	セキュリティ 評価 (数値)	(参考) 定性的な程度	規制上の取扱い
赤	26+	核物質防護の機能・性能への影響が大きい水準	規制関与あり 総合的な評価の判断要素として考慮し、次回以降の検査の実施規模に反映
黄	16-25	核物質防護の機能・性能への影響があり、裕度の低下が大きい水準	
白	7-15	核物質防護の機能・性能への影響があり、裕度の低下は小さいものの、規制関与の下で改善を図るべき水準	
緑	0-6	核物質防護の機能・性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準	規制関与なし 事業者の改善措置活動(CAP)により対処

新たな検査制度の流れ ③

○指摘事項の評価結果を踏まえた追加検査等の対応

		事業者による対応	規制機関による対応	監視領域の劣化	複数／繰り返しの監視領域の劣化	許容できないパフォーマンス
区分		第1区分	第2区分	第3区分	第4区分	第5区分
施設の状態		各監視領域における活動目的は満足しており、事業者の自律的な改善が見込める状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に軽微な劣化がある状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に中程度の劣化がある状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態	監視領域における活動目的を満足していないため、プラントの運転が許容されない状態
評価基準		全ての安全実績指標が 緑 であって、かつ、検査指摘事項がない場合又は検査指摘事項がある場合においてその全ての評価が 緑 のとき	一つの監視領域(大分類)において 白 が1又は2生じている	<ul style="list-style-type: none"> 一つの監視領域(小分類)において白が3以上又は黄が1生じている(以下「監視領域(小分類)の劣化」という。) 又は、 一つの監視領域(大分類)において白が3生じている 	<ul style="list-style-type: none"> 監視領域(小分類)の劣化が繰り返し生じている又は、 監視領域(小分類)の劣化が2以上生じている又は、 黄が2以上又は赤が1生じている 	事業者が国民の健康と安全性の保護を確保するための安全活動を実施し、又は実施することができるという妥当な確信が原子力規制委員会にない状況(施設の許認可、技術基準その他規制要求又は命令の違反が複数あり、悪化している場合等)
規制検査	項目	基本検査のみ (事業者の是正処置)	<ul style="list-style-type: none"> 基本検査 追加検査1(※) 	<ul style="list-style-type: none"> 基本検査 追加検査2(※) 	<ul style="list-style-type: none"> 基本検査 追加検査3(※) 	
	視点等	<ul style="list-style-type: none"> 事業者の是正処置の状況を確認する 	<ul style="list-style-type: none"> パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動の中から追加検査項目を選定 根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定 	<ul style="list-style-type: none"> パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動と、それに関連するQMS要素の中から追加検査項目を選定 根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定 	<ul style="list-style-type: none"> 全体的な事業者の安全活動と、全てのQMS要素の中から追加検査項目を選定 根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候(第三者により実施された安全文化及び核セキュリティ文化の評価を含む。)の特定 	

※ 追加検査

指摘事項の重要度評価の結果(白、黄、赤)の数により、軽重のある3つの追加検査から選択され、事業者の取組・評価について検査するもの。重い追加検査では、被規制者の安全文化に対する取組等に関しても検査する。

◎ 本対応区分は、原子力規制検査等実施要領に記載。

(5) 原子力規制検査における監視・評価の視点の設定

原子炉等規制法(目的)

第一条 この法律は、原子力基本法(昭和三十年法律第百八十六号)の精神にのっとり、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の利用が平和の目的に限られることを確保するとともに、原子力施設において重大な事故が生じた場合に放射性物質が異常な水準で当該原子力施設を設置する工場又は事業所の外へ放出されることその他の核原料物質、核燃料物質及び原子炉による**災害を防止**し、及び**核燃料物質を防護**して、公共の安全を図るために、製錬、加工、貯蔵、再処理及び廃棄の事業並びに原子炉の設置及び運転等に関し、大規模な自然災害及びテロリズムその他の犯罪行為の発生も想定した必要な規制を行うほか、原子力の研究、開発及び利用に関する条約その他の国際約束を実施するために、国際規制物資の使用等に関する必要な規制を行い、もって国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的とする。

監視領域(大分類)

原子力施設安全

放射線安全

核物質防護

監視領域(小分類)・・・発電用原子炉の場合

(上記大分類を、深層防護の考えを踏まえ、事業者のパフォーマンスを監視・評価するための詳細の小分類として以下の7つを設定する。)

発生防止

拡大防止・
影響緩和

閉じ込めの維持

重大事故等対処
及び
大規模損壊対処

公衆に対する
放射線安全

従業員に対する
放射線安全

核物質防護

【核セキュリティ文化醸成活動、安全文化とのインターフェースに係る活動を含む。】

横断領域

(安全確保や核セキュリティを達成する様々な活動にとって共通的に重要な要素(横断領域)として、この活動を担う組織と個人が確実に活動を行うことができる基本となる①価値認識、②遂行能力、③業務プロセスを取り上げ、それぞれ①「安全文化醸成活動(核セキュリティとの調和に係る活動を含む。）」、②「要員の業務遂行能力」、③「問題の把握と解決」を設定する。)

安全文化醸成活動(核セキュリティ文化とのインターフェースに係る活動を含む。)

要員の業務遂行能力

問題の把握及び解決

新検査制度の運用で期待される効果

新たな原子力規制検査制度では・・・

1. 「いつでも」「どこでも」「何にでも」、規制機関のチェックが行き届く検査となる。(事業者はいつどこに検査官が来るか分からない状態で保安活動を行う。)
 2. リスク情報や監視/評価の結果等を元に、**安全上重要な設備や事業者の保安活動、事業者の弱点などに、より注視して検査を行う**ことで、効果的に事故に至る芽を摘むことができる。
 3. 事業者の安全に対する一義的責任を明確化し、事業者の保安活動への取組状況を監視・評価することで、**事業者が自ら改善していく改善措置活動(CAP)を促す**。
- ⇒ 事業者自らの気付きと規制機関の気付きの双方が改善活動の契機となり、結果として、更なる安全性の向上が期待される。

令和2年度の原子力規制検査の実績（1／3）

1. 全体概要

- 日常検査（規制事務所の検査官が主に実施）、チーム検査（本庁の検査官が主に実施）ともに、概ね、当初計画どおりに実施した。ただし、一部のチーム検査は新型コロナウイルスの影響を受け延期した。
- 検査指摘事項は27件確認された。内訳は以下の通り。

	実用炉	核燃料施設等	合計
原子力施設安全及び放射線安全関係	17	0	17
核物質防護関係	9	1	10
合計	26	1	27

※東京電力柏崎刈羽原子力発電所で確認された白判定1件及び赤判定1件以外は全て緑（核燃料施設等は「追加対応なし」）の判定。

令和2年度の原子力規制検査の実績（2／3）

2. 検査指摘事項（核物質防護関係）

	件名	重要度 深刻度
第1 四半期	福島第二原子力発電所における周辺防護区域の設定等	緑 SL IV
第2 四半期	島根原子力発電所における情報の管理	緑 SL IV
	リサイクル燃料備蓄センターにおける情報の管理	指摘事項 (追加対応なし) SL IV
第3 四半期	柏崎刈羽原子力発電所におけるIDカード不正使用事案	白 SL III
第4 四半期	柏崎刈羽原子力発電所における核物質防護設備の機能の一部喪失事案	赤 SL I
	東京電力ホールディングス株式会社福島第二原子力発電所における核物質防護事案	緑 SL IV
	四国電力株式会社伊方発電所における核物質防護事案	緑 SL IV
	中部電力株式会社浜岡原子力発電所における核物質防護事案	緑 SL IV
	東京電力ホールディングス株式会社福島第二原子力発電所における核物質防護事案	緑 SL IV
	東京電力ホールディングス株式会社福島第二原子力発電所における核物質防護事案	緑 SL IV

令和2年度の原子力規制検査の実績（3／3）

3. 総合的な評価

- 柏崎刈羽原子力発電所以外の原子力施設については、安全実績指標が緑であり、検査指摘事項がなし又は全て緑であったことから、年間を通じて対応区分1であり、**自律的な改善が見込める状態と評価。**
- 柏崎刈羽原子力発電所については、先述の通り、白判定及び赤判定の検査指摘事項が1件確認され、対応区分が第3四半期は区分2、第4四半期は区分4であり、**安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態と評価。**

令和3年度第1四半期の原子力規制検査の実績 (核物質防護関係)

1. 検査指摘事項

(核物質防護関係)

	件名	概要	重要度 深刻度
7	中部電力株式会社浜岡原子力発電所における核物質防護事案 (出入管理)	立入制限区域出入口において、破壊の用に供され得る物品の持込み点検が未実施だったもの。	緑 SL IV

2. その他の実績

追加検査

柏崎刈羽原子力発電所 IDカード不正使用事案と核物質防護設備の機能の一部喪失事案に対する追加検査

運用上の課題及び対応

令和2年度の運用を踏まえ、運用の見直し及び必要なガイド類の反映（第1段階4月、第2段階7月に改正）を行った。

① 原子力規制委員への報告

- 柏崎刈羽原子力発電所のID不正使用事案では原子力規制委員への報告が遅れた。
→これを受け、原子力規制検査等実施要領などを改正し、検査指摘事項になる可能性のある事案については、担当管理職が速やかに委員・幹部へ報告することとした。

② 原子力規制事務所検査官の核物質防護への関与

- 原子力規制事務所の検査官は、これまで核物質防護に関する検査を実施していなかった。
→原子力規制検査等実施要領などを改正し、原子力規制事務所の検査官が原子力施設安全及び放射線安全に関する検査に加え核物質防護に関する検査や巡視を実施することとした。

追加検査の実施状況

4月22日に「東京電力柏崎刈羽原子力発電所追加検査チーム」を設置、特別な体制を構築。同日から追加検査（フェーズⅠ）を開始

9月22日に東京電力から一連の事案の根本的な原因の特定や改善措置活動の計画などを内容とした報告を受領。

追加検査（フェーズⅠ）で把握した内容との異同及び原因と対策の対応関係の精査を踏まえ、追加検査（フェーズⅡ）の検査計画を10月20日に決定し、検査を開始。

追加検査（フェーズⅡ）では、以下の3点を柱とする。

- ・ 追加的に事実関係の確認を要すべき事項
- ・ よりの確に分析すべき事項
- ・ 改善措置計画の実施状況とその効果

追加検査（フェーズⅡ）の検査項目

令和3年10月20日に決定した計画の検査項目は以下の通り。

（1）追加的に事実関係の確認を要すべき事項

- ①東京電力の特徴の把握
- ②「カイゼン活動」の取組と核物質防護措置等との関係
- ③新たに確認を行うもの

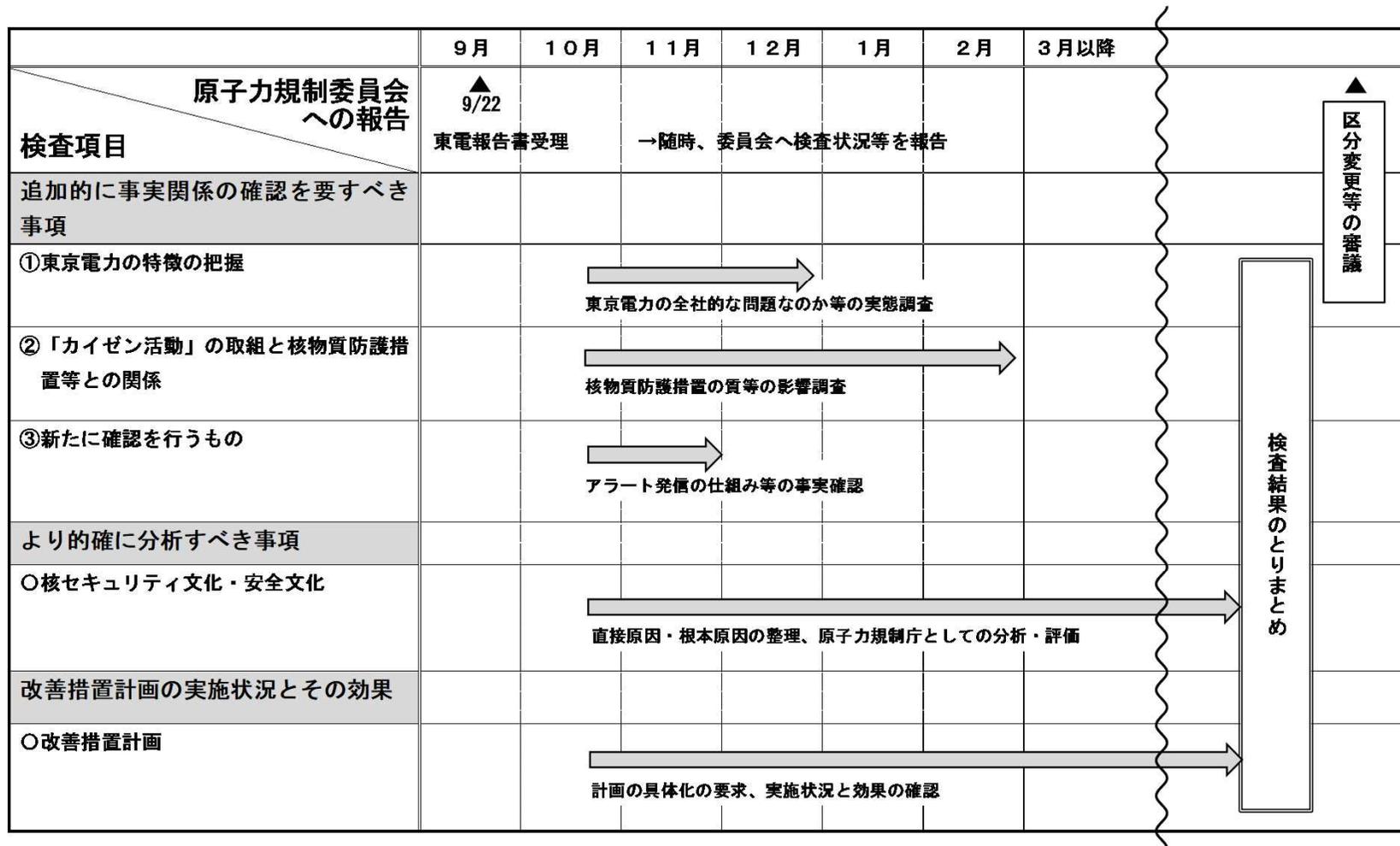
（2）よりの確に分析すべき事項

- 核セキュリティ文化・安全文化

（3）改善措置計画の実施状況とその効果

- 改善措置計画

追加検査（フェーズⅡ）のスケジュール



企画セッション

放射性廃棄物→有用金属転換ハイブリッド

化学核反応原子炉の原理

講演者

大阪大学 核物理研究センター(RCNP)

元所長/名誉教授、ウプサラ大学名誉博士

池上 栄胤

放射性廃棄物→有用金属転換ハイブリッド化学核反応原子炉の原理

Principle of Hybrid Chemonuclear Reactor to Convert Radioactive Waste to Useful Metals

*池上栄胤^{1,2,3}

¹大阪大学 核物理研究センター (RCNP) 元所長/名誉教授, ²ウプサラ大学名誉博士, ³米国テネシー州名誉市民
*Hidetsugu IKEGAMI^{1,2,3}

¹ Former Director of the Research Center for Nuclear Physics (RCNP)/Professor Emeritus, Osaka University

² Honorary Doctor of Uppsala University, Sweden, ³ Honorary Citizen of Tennessee (Oak Ridge), U.S. A.

In dense itinerant electron metals, s-electrons undergo contact interaction with nuclei inducing macroscopical scale correlation among them under the irreversible action of Nature towards the chemical potential minimum. This results in super-enhanced united atomic/nuclear reactions called chemonuclear reactions. The super-enhanced nuclear reactions were firstly found by astro-plasma physicists in liquid metallic hydrogen plasmas in white-dwarf supernova progenitors. The $D_2 - D_2$ chemonuclear fusion enhanced by the factor 10^{30} in the system of Ni nano-crystal powder LiD/LiH mixtures was predicted by Ikegami and confirmed by Bologna/Uppsala collaboration experiments. In the system, 23.8 MeV α -particles are produced, which induce diverse successive chemonuclear reactions such as chemonuclear fission of non-fertile elements. The chemonuclear fission of Pd has been really observed in the cold fusion experiments by many groups. The system can therefore be used as the waste-burning hybrid reactor.

1. 緒言

前世紀末から今世紀初頭にかけての量子統計力学的研究により「超新星過程(Supernova)」の天体内の金属水素/高密度電子・液体プラズマ中で、核反応レートが $K=10^{20}$ 倍以上増大している水素-水素高密度核融合(pycno-nuclear fusion) の存在が判明した。莫大なレート増大率はイオン溶液化学反応と同様の「液体活性」すなわち「巨視的規模の反応粒子群の相関性」が誘発する「化学核反応」(chemonuclear reaction) 極小化学ポテンシャル指向の熱力学的アクションによるものであった。

本論は、この超新星過程を指向した全く新しい核反応機構である「化学核反応」の実用例としての「ハイブリッド原子炉」を解説する。この「ハイブリッド原子炉」は放射性廃棄物を Pd, Rh 等の有用金属に転換するもので、筆者の 20 年以上の研究で全容が明らかとなった新核反応メカニズムである「化学核反応」(chemonuclear reaction) の代表的実用例である。

2. 化学核反応メカニズムの理論

「化学核反応」(chemonuclear reaction)を理解するには、量子力学の「 $\Delta p \cdot \Delta x \geq \hbar/2$ 相反関係」を大自然の法則の「不確定性」とするハイゼンベルグの誤った解釈は放棄して、シュレディンガーが提案した「粒子波のもつれ」(entanglement)に立脚した考察を進める必要がある。「粒子波の

もつれ」で「巨視的規模の粒子群の相関性」が発現し、熱力学における巨視的規模の大自然のアクション即ち常に化学的ポテンシャル極小値を指向する反応が誘発されるのである。因みに、熱力学はアインシュタインが「全く仮定がなく修正の余地はない」と保証した唯一の理論体系である。

化学核反応では、核反応と完全に同期した原子反応即ち化学核反応が進行するから、化学反応の平衡定数 $K = k^{\rightarrow}/k^{\leftarrow}$ の関係式が適用できる。 \vec{k} , \vec{k} は夫々順方向反応レート、逆方向反応レートである。逆反応 non-spontaneous には反応増進効果は皆無だから、巡回 s -電子密度依存性を無視した大雑把な推定では、 $\vec{k} \approx k_0$, k_0 は intrinsic nuclear reaction rate として良い。したがって、 $K = \frac{\vec{k}}{k_0}$ 即ち $\vec{k} = k_0 K$ で K が化学核反応増進度の目安を与える。平衡定数 K は化学核反応で最重要の Van't Hoff-Gibbs の式:

$K = k^{\rightarrow}/k^{\leftarrow} = \exp[-\Delta G_r/k_B T]$ で与えられる。 T はシステムの温度、 k_B は Boltzman 定数である。 ΔG_r は化学核反応における化学ポテンシャルの差で、 $\Delta G_r = \Delta G_r(\text{chemical reaction}) + \Delta G_r(\text{nuclear reaction})$ のように 2 項から成り立っている。

Chemical reaction) に関わる化合物の $\Delta G_r(\text{chemical reaction})$ は化学反応テーブルから得られる。元素転換に関わる元素の Chemical potential は金属データから得られる。

欧米では「化学核反応」理解者が確実に増加しているのに反し、この「化学核反応」論文が日本物理学会誌で悉く排除されたのは、物理学会の多くの研究者が多かれ少なかれコペンハーゲン学派的な不確定性思考に汚染されている為である。[註]

3. 化学核反応メカニズムの実証実験

筆者は、前述の超新星過程と類似した高密度核融合反応がこの地上でも実現する可能性を、低速イオン衝突の理論的考察を進めた結果発見し、日本応用物理学会誌で公表 (H. Ikegami, Jpn.J. Appl. Phys. 40 (2001) 6092)、その実証を試みた。[1] ウプサラ大学スベドベリ研究所 The Svedberg Laboratory とアレニウス Arrhenius や Berzelius ゆかりの分析化学教室の協力で、可搬型超小型イオン照射器を試作し、数 kV で加速の重水素イオンが液状 Li 金属表面で $K=10^{10}$ 倍以上の増進度で ${}^7\text{Li}(d,n) {}^8\text{Be} \rightarrow 2\alpha$ 融合反応を誘発する事を α -粒子検出で確認した (H. Ikegami & R. Pettersson 2002)。[2] これは、地上における増進した高密度核融合反応 pycnonuclear reaction の初観測であった。この報に接した当時のスウェーデンエネルギー庁長官 Dr. Lars Tegnér (ウプサラ大学名誉博士 (化学)) が早速に早朝、筆者の実験室を訪れ、親しく実験の様々を見学してから登庁し、直ちに約 100 万スウェーデンクローネ (日本円で 1300 万円余) の実験費を振り込んで来た。以後、この反応は化学核融合 (Chemonuclear Fusion) または化学核反応 (Chemonuclear Reaction) と命名された。その後、更に装置の改新によって、原子イオンと D_2 分子イオン別々の実験でコヒーレントな $2\cdot{}^7\text{Li}(\text{D}_2, 2n)({}^8\text{Be})_2 \rightarrow 4\alpha$ 反応が 10^{20} 倍程度の増進度で観測された。つまり、 $K(\text{D}_2, 2n) = K^2(\text{D}, n)$ が確認されたのである。

しかしながら実用上、超新星過程の天体の高密度金属水素-水素核融合は地上でも可能であろうか。ギガ・バールの超高压マシンによる水素の金属化は 1970 年代の日米の金属工学の最重要研究課題の一つであった。ところが同年代、ドイツでは Pd や Ni の金属表面で水素分子が解離し、原子として吸着され、金属格子間で金属化することが解明されていたのである。格子間の金属水素の融点は

混在する巡回 s -電子強度の増大に伴って降下することは量子統計力学的考察から予想されるので、室温に近い温度での液状金属水素の実現もあり得る (H. Ikegami 2020, Part I)。[3] 具体的にはかなりの量の Li または LiH/LiD あるいは Cs や CuO のような電子供与体 (ドナー) を Pd や Ni のナノ・クリスタル粉末あるいは格子間に混入すれば高密度の金属水素原子と巡回 s -電子の混合系が出現するから、超新星過程 Supernova 天体内の核融合と同様の反応が室温に近い温度でも実現し得ることになるのである。

この処方と反応メカニズムは、筆者の終生の共同研究者/後援者であったウプサラ大学物理学主任の Prof. Sven Kullander によって、ポーランド Ni 粉末内の水素-水素低温核融合実験中の Dr. Andrea Rossi に伝えられ、早速、同教授立合いの実験で、その効能が確認された。[4]

因みに、ナノ・クリスタル格子間の D-原子は D_2 , D_3 の原子対として分布しており (例えば H. Ikegami 2020, Part I の Mg_2NiD_4 結晶構造を参照)、コヒーレントな D_2 - D_2 , D_3 - D_3 核融合が Supernova 天体中の水素-水素核融合の増進度すら上回る勢いで発生するのである。

$$\therefore K(\text{D}_n\text{-D}_n) = K^n(\text{D-D})!$$

コヒーレント核融合で発生した 23.8 MeV α -粒子は全て核分裂などの二次化学核反応を誘発する。従って、この高密度の水素原子と巡回 s -電子の混合系はハイブリッド化学核反応原子炉 (以後ハイブリッド原子炉と略称) の機能を備えている。注目すべき点は、ハイブリッド原子炉が、Non-Fertile の中重核、重い核全てを大きな比率で化学核分裂を誘導することである (前掲 H. Ikegami 2020, Part II, Ch.8 α -induced Chemonuclear Fission of Non-Fertile Elements)。事実、国内外の多くの低温核融合実験グループで

${}^{106}\text{Pd} \rightarrow 2\cdot{}^{53}\text{V} \beta^- \rightarrow 2\cdot{}^{53}\text{Cr}$ の転換が観測される。

4. ハイブリッド原子炉の特性

以上の考察から考えられる焦眉の実用テストは、放射性廃棄物を有用元素に転換しつつエネルギーを生み出す Ni-ナノ・クリスタル/LiH/LiD + 核廃棄物混合のハイブリッド原子炉の作動であろう。ハイブリッド原子炉本体の具体的構造は、乾式低温核融合実験装置と同様に簡単で (詳細は炉物理学・炉工学の諸賢にお任せする)、ここではハイブリッド原子炉特有の事柄のみ列挙する。

- 1) 最も重要なのは、水素吸着材としての Pd 使用は厳禁である。水素(H/D)吸着材としては Ni 粉末が最適である。Pd は炉内に充満している α -粒子及び n, p, d, t 及び γ 線誘発の化学核分裂で消耗が激しいからである。実用上最適なのは Ni である。Ni も (α , ^{12}C) 反応で Cr に転換することが低温核融合実験で実測されているが、その反応確率は Pd の化学核分裂に比べると遥かに小さい。
- 2) 電子ドナーとしては Li または LiH/LiD が最適である。Li を CuO で代用するのも可能。
- 3) 炉は原則として D_2 または H_2/D_2 混合の雰囲気である。
- 4) 水素-水素核融合の点火は炉温度上昇である。Tesla Coil によるコロナ放電の援用は、簡便な始動法として有効。
- 5) 燃料とする核廃棄物は、金属あるいは水素化物の粉末として少量ずつ炉に投入し、必要に応じて緩やかに攪拌する。水素吸着材としての Ni-ナノ・クリスタル粉末の消耗を考慮に入れて、両者混合で投入するのも一方法である。
- 6) 炉内は α -粒子のみならず化学核分裂、化学核融合、二次化学核反応などで発生した α , n, p, t, γ 線で充満しており、これらは連鎖的に放射性核廃棄物の核分裂等の化学核反応を誘発する。唯一の有効な炉の制御法は、綿密な核廃棄物投入量の制御である。
- 7) 炉内の全ての透過性の強い放射線は全て二次化学核反応で消失し、結局は X 線、フォノンに転換するから重厚な放射線シールドは不要で、X 線対策のみで十分と考えられる。
- 8) 放射性廃棄物のうち劣化ウラン等の重い元素は C あるいは O 放出を伴い、反応増進度が二体核分裂より遥かに大きな三体核分裂でも、Nb, Mo, Tc, Ru, Rh 等に転換する (前掲拙著 H. Ikegami 2020, Part IV. Chemonuclear Th and U Fission 3 章)。反応速度が極めて大きいから、細心の注意が必要である。これらの転換に大きなエネルギー放出が伴うのはいうまでもない。

ハイブリッド原子炉の実現は世界的願望の一つである。

[註] この傾向は、Klein-Nishina の式で有名な仁科芳雄博士に由来する学風の為であろうか。同博士は不確定性原理のハイゼンベルグ Heisenberg と同門である。仁科博士は当初ラザフォード Rutherford に師事したいと希望されたが、ラザフォードは「荒勝文

策博士を既に預かっているから」との理由で、代わりに嘗ての弟子であるボーア Nils Bohr を紹介されたのである。これは仁科博士にとって幸運であった。以下は長年 CERN 国際原子核研究機構の運営委員を務められた山口嘉夫元東大原子核研究所長が CERN で聞いたことを話されたものである。帰国を間近に控えた仁科博士は或日ボーアに「コペンハーゲンで良い論文の一つも書いたとなると日本で学者としての箔が付くのだが」と持ち掛けたところ、ボーアは「スウェーデンから来ていた鬼才の Oskar Klein が発表寸前の論文を連名にして貰えないか」と Klein に頼み、Klein の式が Klein-Nishina の式になった、との事であった。同様の話は筆者もスウェーデン古都の名門ウプサラ大学で聞いた。Oskar Klein は長年ノーベル財団の運営に関わり、自身がノーベル賞候補に推薦されるのを辞退していたという。更に Klein は、リーゼ・マイトナー Lise Meitner 女史など、ナチスから迫害された多くの学者の亡命を幫助していたとの事である。また、伏見康治元学術会議会長は、「Bohr の原子模型」は「Bohr-Klein の原子模型」と称すべき、何故なら同模型の成立に Klein の貢献が多だから、と話されていた。以上から、仁科博士の帰国後の栄誉は、ニルス・ボーアを始めとするコペンハーゲン学派に負うところ大であり、これが今日に至るまで日本の物理学会でコペンハーゲン学派の不確定性原理が絶対である遠因なのかもしれない。実際、筆者の後輩である政池明京大名誉教授によれば、ハイゼンベルグが亡くなった時、日本学術振興会の支弁で数名の日本人研究者の一人として葬儀に参列すべくドイツに出張したところが、ドイツ人研究者の出席は皆無であったという。また、ニルス・ボーアは有名な Bohr-Einstein 論争の後、多弁なハイゼンベルグに惑わされていたと後悔し、晩年はハイゼンベルグを憎悪していたという。

[1] H. Ikegami (2001) “Baffer Energy Nuclear Fusion”, *Japanese Journal of Applied Physics*, Vol. 40, No. 10R

[2] H. Ikegami & R. Pettersson (2002) “Evidence of Enhanced Non-thermal Nuclear Fusion”, *Bulletin of Institute of Chemistry, Uppsala University* <<https://www.diva-portal.org/smash/get/diva2:52651/FULLTEXT01.pdf>>

[3] H. Ikegami (2020) *The Nature of the Chemonuclear Reaction: A New World of Thermodynamically Superenhanced Nuclear/Hadron Reactions*, Ikegami Laboratory, Tokyo Institute of Technology, ISBN 978-4-9911194-0-8

[4] H., Kullander S.: Experimental test of a mini-Rossi device at the Leonardocorp. Bologna, 29 March 2011, a travel report, April 3, 2011.

<http://www.nyteknik.se/nyheter/energi_miljo/energi/article3144827.ece>

企画セッション

廃止措置中の原子力施設における IAEA
保障措置ガイドラインについて

報告者

核物質管理センター

後藤 由樹



廃止措置中の原子力施設における IAEA保障措置ガイドラインについて

第42回 日本核物質管理学会 年次大会

核物質管理センター 後藤

目次

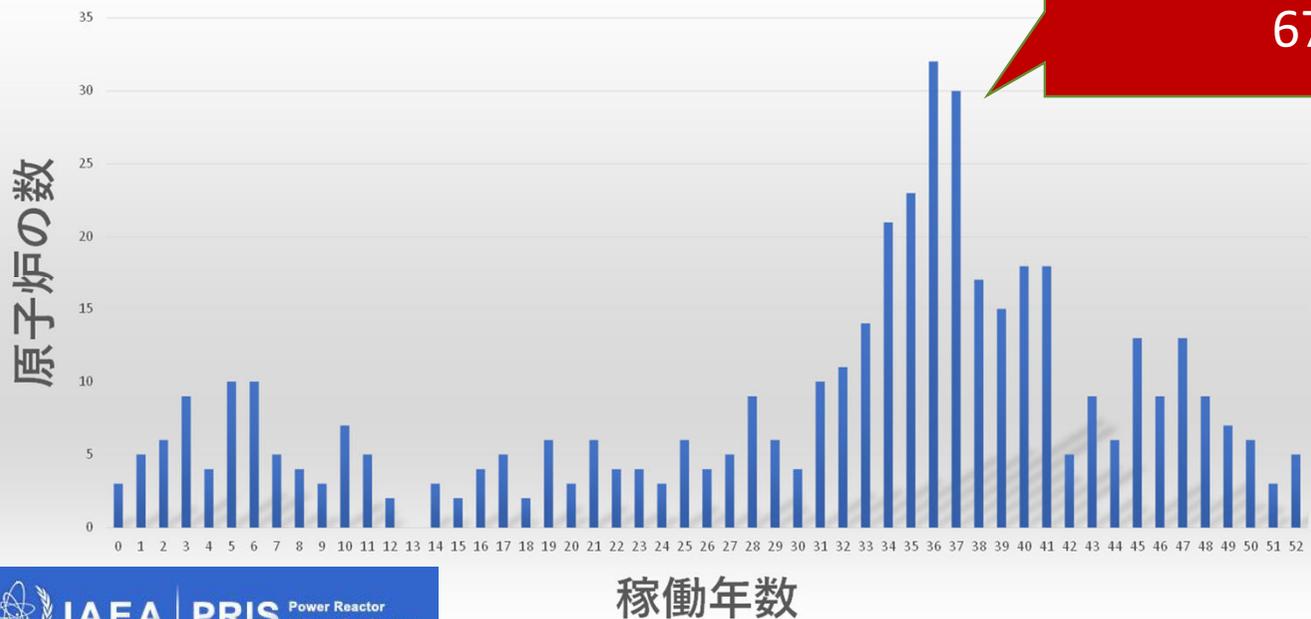


- 背景
- ガイドラインの概要
- 法的な枠組み
- 廃止措置中のIAEAへの情報提供
- ガイドラインの要点
- まとめ

1. 背景

- 廃止措置中の原子力施設が増加
- 廃止措置中の施設に対する保障措置のガイドラインが有用
- ガイドラインを有効活用し、効果的・効率的な保障措置活動を実施

世界の原子炉の状況（稼働年数）



廃止措置施設の更なる増加
67% > 30年(稼働)

稼働中 (In Operation)	443
廃止措置中 (Permanent shut-down)	194

1. 背景 (続き)



世界の研究炉の状況



Status	Developed Countries	Developing Countries	All Countries
PLANNED	2	12	14
UNDER CONSTRUCTION	4	7	11
OPERATIONAL	133	87	220
TEMPORARY SHUTDOWN	11	4	15
EXTENDED SHUTDOWN	5	8	13
PERMANENT SHUTDOWN	46	12	58
UNDER DECOMMISSIONING	61	4	65
DECOMMISSIONED	415	31	446

世界の核燃料サイクル施設の状況



Type	Planned	Construction	Commissioning	In Operation	StandBy	Shutdown	Decomm.	Other	Total
Uranium Mining and Milling	7	15	0	57	18	52	75	10	234
Conversion	1	1	1	21	1	10	13	0	48
Enrichment	2	1	2	19	1	4	12	2	43
Uranium Fuel Fabrication	1	0	0	56	2	4	34	2	99
Spent Fuel Storage	3	3	0	131	0	2	7	6	152
Spent Fuel Reprocessing and Recycling	2	2	1	19	2	10	49	5	90
Spent Fuel Conditioning	0	0	1	3	2	0	0	0	6
Related Industrial Activities	0	1	0	32	1	10	7	2	53
Total	16	23	5	338	27	92	197	27	725

(*) Please note that the list might not include all of the facilities in the world due to the unavailability of the data.

(*) **Planned** includes: Planned, Under Study-Assessment, Siting-Design phases.

(*) **StandBy** includes: Stand by, Refurbishment phases.

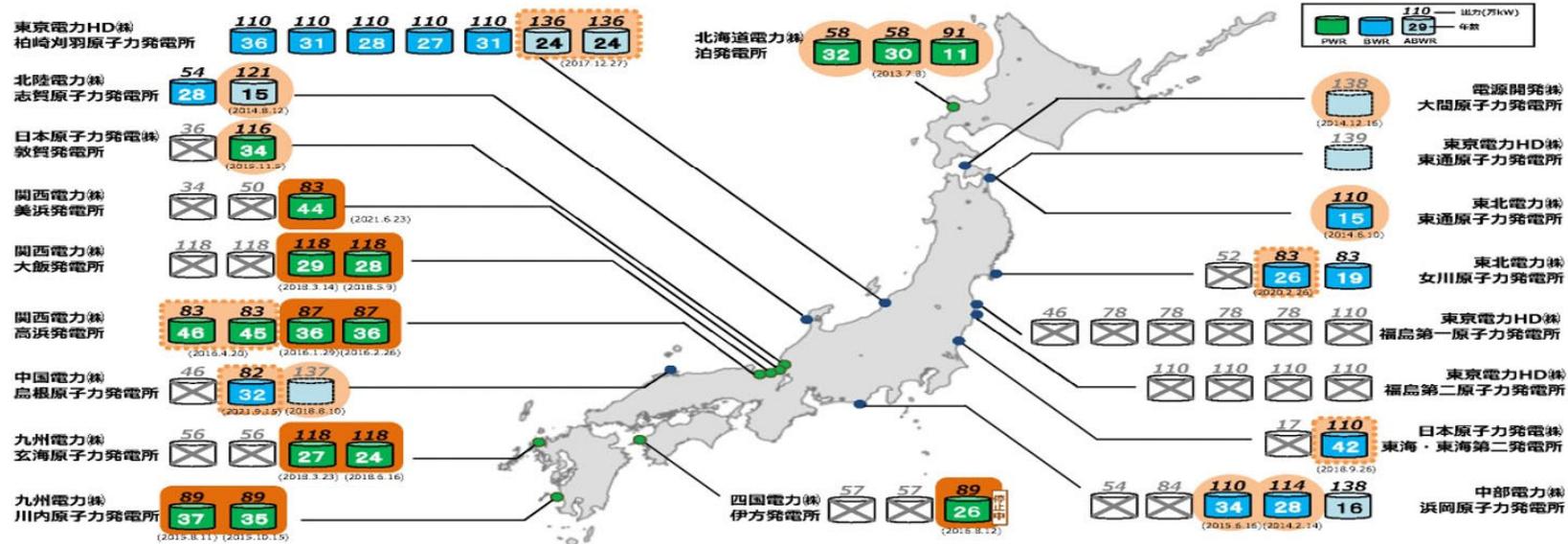
(*) **Decomm.** includes: Decommissioning, Decommissioned phases.

(*) **Other** includes: Cancelled, Deferred, Unknown phases.

1. 背景 (続き)

- 24/57 (42%) の原子炉が廃止措置
- 多数のその他の核燃料サイクル施設 (研究炉、ウラン転換・濃縮施設等) も廃止措置

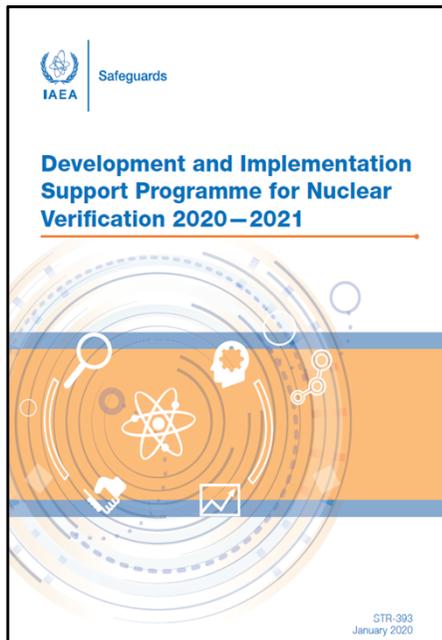
原子力発電所の現状





2. ガイドラインの概要（目的）

- 増加している廃止措置施設への準備
- IAEA保障措置局の目標として廃止措置施設のガイドライン作成
- STR(Safeguards Technical Report)-396として**2021年8月に承認**



Priority Objectives	R & D Needs
P.5 Prepare for new types of facilities and decommissioning	Address identified gaps in facility-specific guidance, training and tools for conducting verification activities during decommissioning





2. ガイドラインの概要（位置づけ）

- ガイドラインはIAEAと国が効果的に保障措置を実施するための**説明目的**であり、**活用はボランティア**
- ガイドラインによる**法的効力は無い**
- 効果的・効率的な保障措置実施のためにガイドラインを有効活用

(FOREWORDからの抜粋)

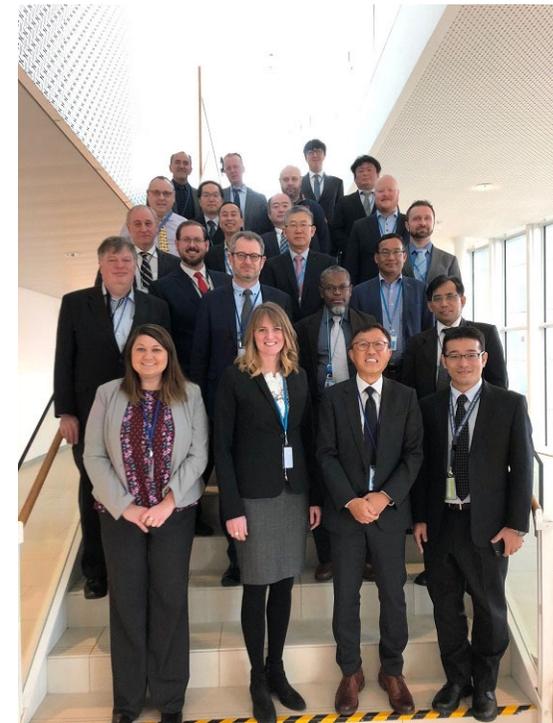
The information contained in this document is provided for **explanatory purposes** and **its use is voluntary**.

The descriptions in this document have **no legal status** and are not intended to add to, subtract from, amend or derogate from, in any way, the rights and obligations of the IAEA and the States set forth in the agreements and any protocols thereto concluded between States and the IAEA.

This document, rather, provides information which States may find useful in implementing their safeguards obligations with the IAEA.

2. ガイドラインの概要（専門家会合）

- 廃止措置及びDIQガイドラインは専門家会合を通して開発
- 専門家会合は、3回開催
2019/1/28-2/1(5日間), 2019/5/20-24(5日間), 2020/2/3-2/6(4日間)
- 約35名（IAEA、参加加盟国10か国+EC）が参加





3. 法的枠組み（保障措置協定）

- 核物質及び核物質を取り扱える重要な機器の設計情報(DIQ)の提供

Article 43 (b) of INFCIRC/153 (Corrected)

A description of the general arrangement of the facility with reference, to the extent feasible, **to the form, location and flow of nuclear material** and to the **general layout of important items of equipment which use, produce or process nuclear material**.

- 設計情報のアップデート（保障措置に関する変更がある場合）

Article 45 of INFCIRC/153 (Corrected)

The Agreement should stipulate that **design information in respect of a modification relevant for purposes** shall be provided for examination sufficiently in advance for the safeguards procedures to be adjusted when necessary.

3. 法的枠組み（モデル補助取り決め）



- 計画されている重要な変更の情報提供（計画が決定後、速やかに）

Code 3.1.6

Provision of information on proposed significant changes to data previously provided under Code 3.1.1 or 3.1.5 including those specified in the Facility Attachment concerned...

As soon as the decision to modify the facility has been taken.

- 完了した重要な変更の情報提供（変更後、速やかに）

Code 3.1.7

Provision of information on significant changes to data previously provided under Code 3.1.1 or 3.1.5 including those specified in the Facility Attachment concerned, based on 'as-built' data ...

As soon as possible after completion of significant changes.

3. 法的枠組み（モデル施設付属書：FA）



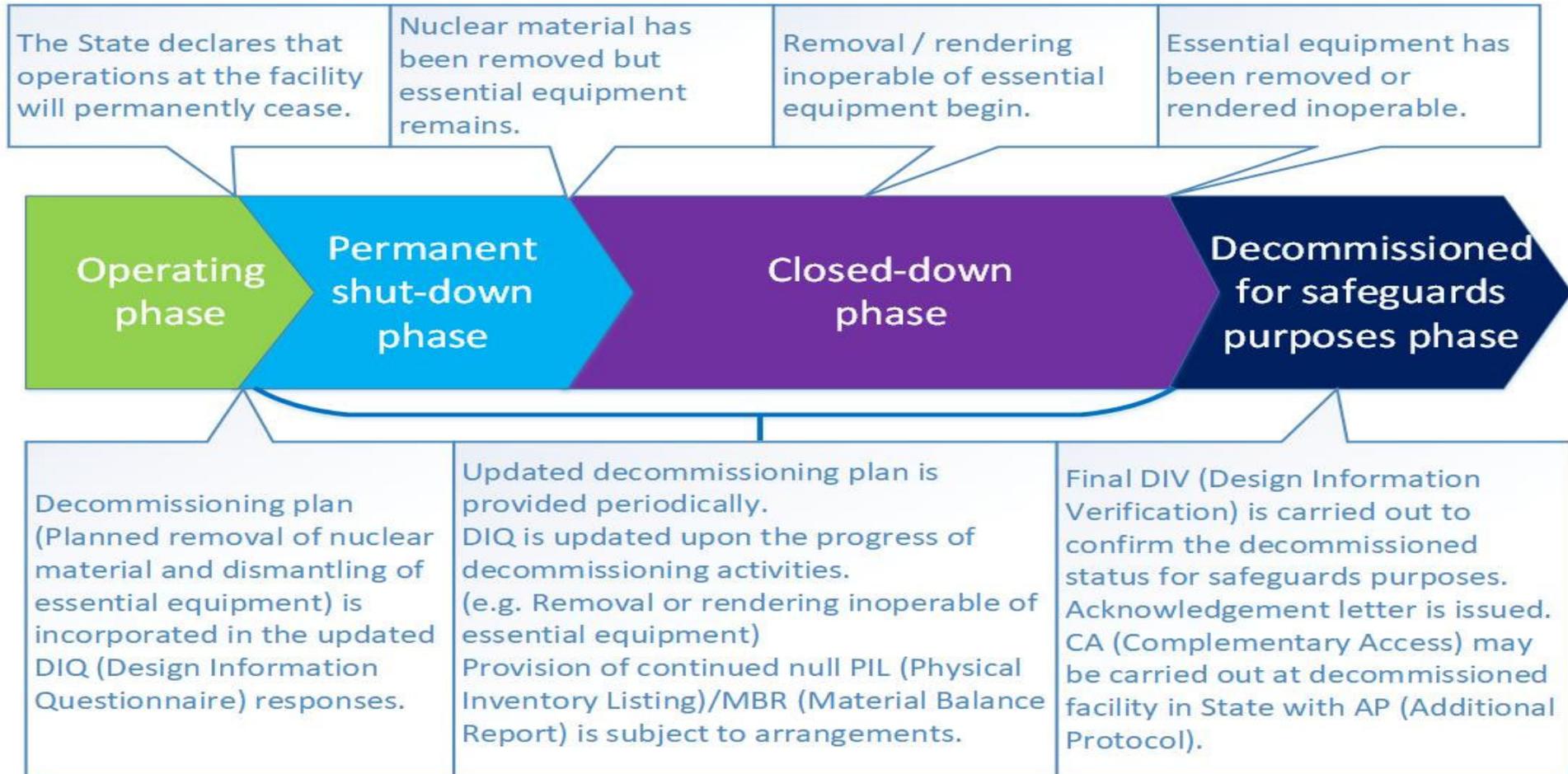
- 重要な変更の具体例（核物質のクリーンアウト、廃止措置等）

Code 2.2 (for Light Water Reactors)

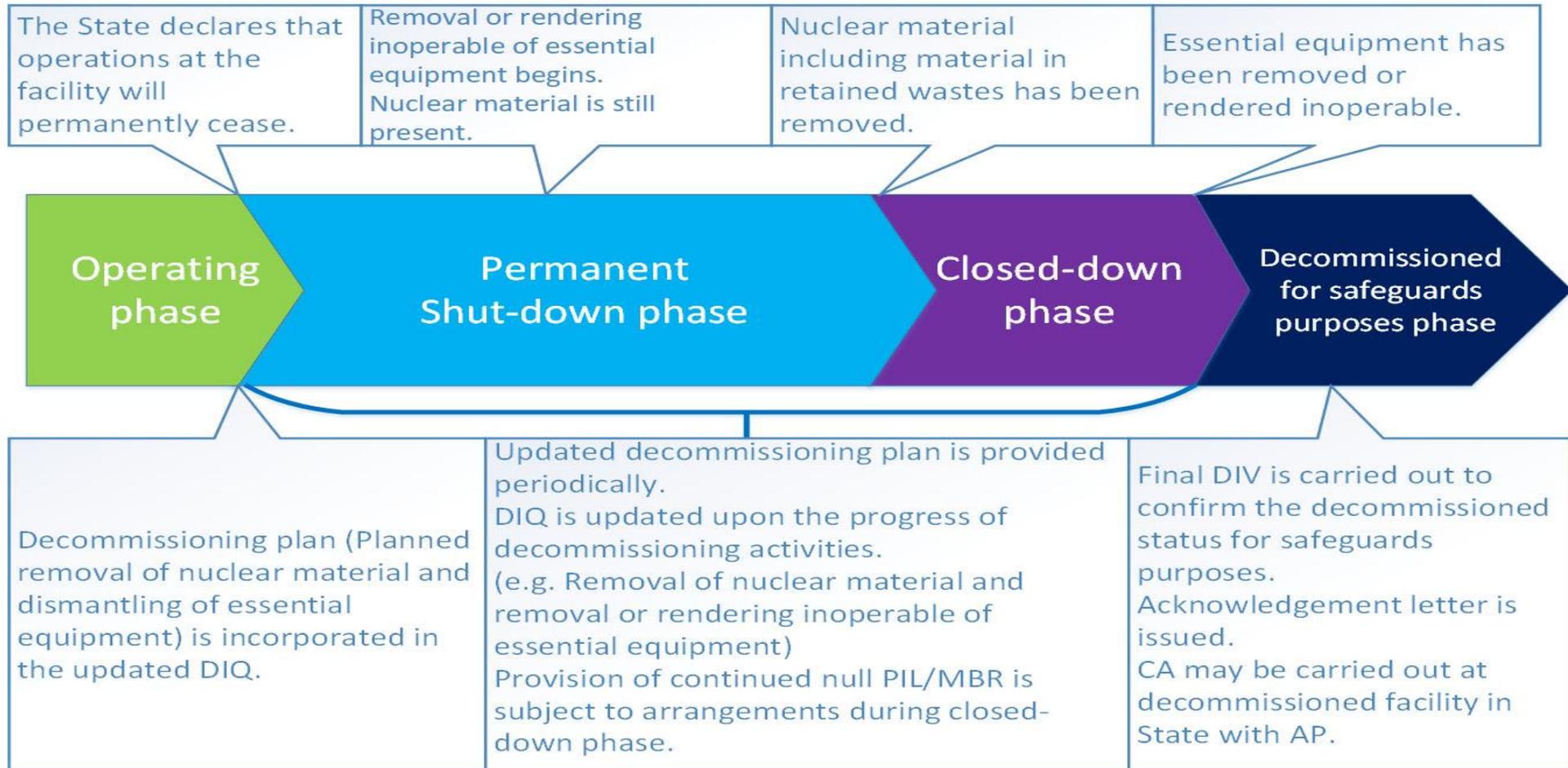
Changes in the information on the facility to be provided in advance.

- Any change in the purpose, type or layout of the facility;
- Change influencing the access to the reactor vessel and/or its cover;
- Change in the method of storage of irradiated fuel and/or in the spent fuel storage capacity;
- Change in the access routes to the reactor area or fuel handling area;
- Change in the shipping containers and/or the routes followed by irradiated fuel within the facility;
- **Proposed changes in status of facility, with dates, with particular reference to temporary and permanent stopping of operations, final cleanout of nuclear material, and to decommissioning.**

4. 廃止措置中の情報提供 (軽水炉等)



4. 廃止措置中の情報提供 (バルク施設)



4. 廃止措置中の情報提供 (DIQアップデート)



設計情報の
アップデート

参考図：蒸気発生器や原子炉圧力容器の解体
(ドイツの廃止措置)

IAEA International Atomic Energy Agency Department of Safeguards		Research and power reactors Design Information Questionnaire		Version: Initial Page: 1 of 85
RESEARCH AND POWER REACTORS DESIGN INFORMATION QUESTIONNAIRE				
IAEA USE ONLY <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/>				
IAEA USE ONLY				
COUNTRY		<input type="text"/>		
COUNTRY OFFICER		<input type="text"/>		
DATE OF INITIAL DATA		<input type="text"/>		
VERIFICATION		<input type="text"/>		
LAST REVIEW AND UPDATING		<input type="text"/>		
Signature of Responsible Officer: Date:				
		(structural containment, fence, access, nuclear material storage areas, laboratories, waste disposal areas, routes followed by nuclear material, experimental and test areas, etc.)		
11. SITING OF THE FACILITY (Maps showing in sufficient detail location)		See Attachments 10.1 to 10.7 See Attachment 11.1		

Research and power reactors Design Information Questionnaire		Version: Initial Page: 2 of 85
GENERAL INFORMATION		
Full name: Winterfell Nuclear Power Plant Abbreviation: WNPP		
Location: It is located on the banks of the River Danube, a 10 minute ride (5.5 km) by underground (U-Bahn) from the city centre. GPS Coordinates: 48.2356° N, 16.4166° E		
Postal address: Vienna International Centre PO Box 100 1400 Vienna, Austria		
Winterfell Electric Power Company Vienna International Centre PO Box 100 1400 Vienna, Austria		
Winterfell Electric Power Company (WEPCO)		
Facility type		Pressurized light water reactor
General characteristics		Commercial pressurized light water reactor
Nuclear material type		Low enriched uranium (3-5 wt% U235)
Design capacity		3336 MW (Thermal)
Commercial Electricity Generation		
In operation		
Start of Construction	Commissioning	Operation
1990	1995	1996
Base load supply, shift operation covering 24 hours/day (three 8-hour shifts), 300 to 350 full load days per cycle Normal working days and hours: Monday to Friday, 9:00-17:00		
See Attachments 10.1 to 10.7		
See Attachment 11.1		

廃止措置中の設計情報の変更 (例: Essential equipmentの解体) の情報をIAEAに提供 (DIQのアップデート)



4. 廃止措置中の情報提供（DIQ：廃止措置関連情報）

POST-OPERATIONAL INFORMATION

DECOMMISSIONING SCHEDULE DATE

End of operations

Decommissioned

FACILITY DECOMMISSIONING PLAN

- i. Key events of the decommissioning plan
- ii. Removal and recovery of nuclear material
- iii. Removal or rendering inoperable of essential equipment

PLAN(s) ATTACHED UNDER REF. Nos.

4. 廃止措置中の情報提供 (DIQ : 廃止措置関連情報)

<p>FACILITY DECOMMISSIONING PLAN</p> <ul style="list-style-type: none"> i) Key events of the decommissioning plan ii) Removal and recovery of nuclear material iii) Removal or rendering inoperable of the essential equipment 	<p>PLAN(S) ATTACHED UNDER REF. Nos.</p>
<p>GUIDANCE FOR COMPLETING THE QUESTION</p>	<ul style="list-style-type: none"> i) Provide a schedule of the key events of the facility's decommissioning plan (an attachment as necessary) ii) Provide a plan containing estimates of how and when nuclear material will be recovered and/or removed (e.g., loose material consolidated into items, removal of items, recovery/removal of material from decontamination activities, and recovery/removal of nuclear material in waste) (an attachment as necessary) iii) Provide a plan indicating how and when "essential equipment" will be removed or rendered inoperable (an attachment as necessary). The plan should include the location for storage or rendering inoperable of the equipment at the facility or at another location(s), including storage(s) outside the facility. The list of essential equipment will be provided by the IAEA to the State and operator.
<p>IAEA USE OF THE INFORMATION</p>	<p>This information is to be used for revising the facility-specific safeguards measures to be applied and scheduling activities.</p>

4. 廃止措置中の情報提供 (DIQ : 重要な工程)

Major activities	Preparation for decommissioning								Dismantling of equipment around reactor core										Dismantling of reactor core area						Dismantling of reactor core building						
Year	2020	2021	2022	2023	2024	2025	2026	2027	2028	2029	2030	2031	2032	2033	2034	2035	2036	2037	2038	2039	2040	2041	2042	2043	2044	2045	2046	2047	2048	2049	2050
Key events	Investigation on radiation dose condition																														
	Removal and shipment of fresh fuel to XXXX/YYYY																														
	Removal and shipment of spent fuel to AAAA																														
	Dismantling of secondary loop components																														
	Dismantling of primary loop components (primary coolant circulation pumps, spent fuel pond(s) components, fuel handling equipment, and etc.)																														
																					Dismantling of reactor core vessel										
																							Dismantling of reactor core building								
Decontamination work																															
Treatment of radioactive wastes																															

Example



4. 廃止措置中の情報提供（DIQ：核物質の払出し）

Removal of nuclear material (**Example for Light Water Reactor**)

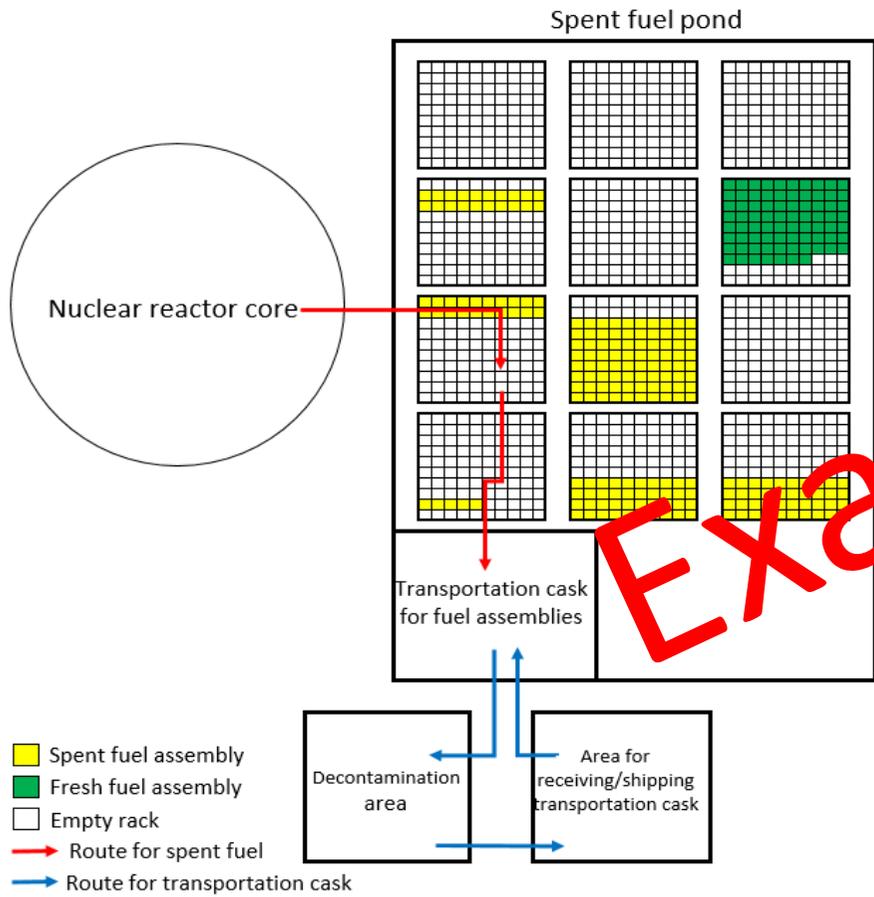
Following is information on the removal of nuclear material during the decommissioning phase. This information is updated annually as needed.

- Table below indicates the number of fresh and spent fuel assemblies stored at the facility as of February 2021.
- *** fresh fuels will be shipped to other nuclear reactor unit (MBA: XXXX) on the site by 2025.
- *** fresh fuels will be shipped to a fuel fabrication facility (MBA: ZZZZ) by 2025
- All spent fuels stored in spent fuel pools will be moved to a dry storage facility (MBA: AAAA) by 2030.

Example

Storage location	Fresh fuel	Spent fuel
Fresh fuel storage	** fuel assemblies (* ** tons Uranium, ** kg U235)	
Spent fuel pond		** fuel assemblies (* ** tons Uranium, ** tons Plutonium)

4. 廃止措置中の情報提供 (DIQ : 核物質の払出し)



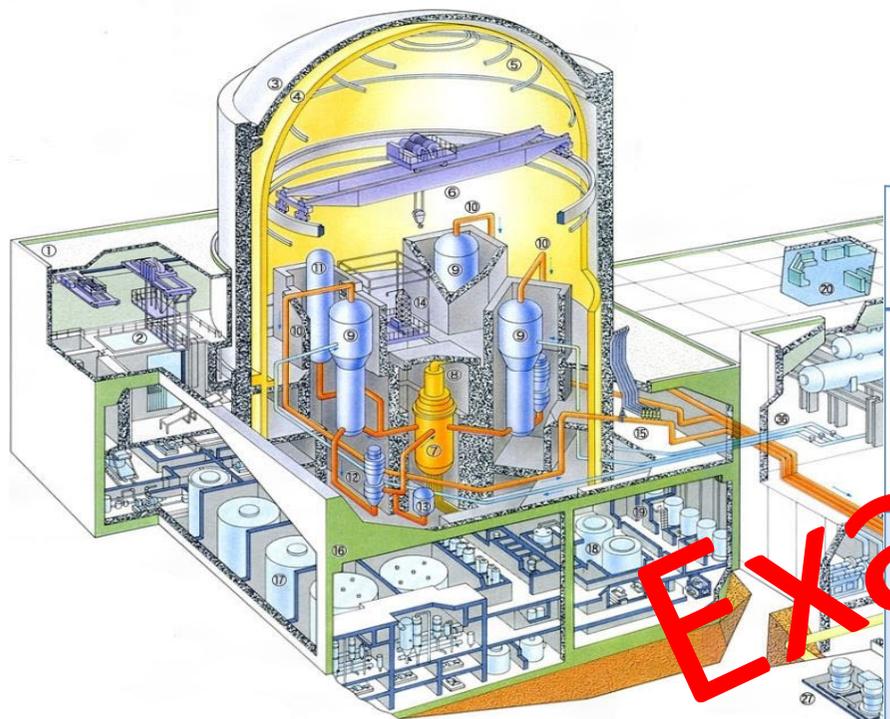
Spent Fuel Pond



Transportation Cask

Example

4. 廃止措置中の情報提供 (DIQ : Essential equipmentの解体)



Name of equipment/structure	Removal / Rendering inoperable of equipment/structure	
	Period	Method
6. Reactor hall polar crane*	2040-2045	The reactor hall polar crane will be removed and disassembled. The disassembled crane will be fragmented by cutting. The fragmented equipment will be stored at low level radioactive waste storage on the site.
7. Reactor core vessel*	2040-2046	The reactor core vessel will be removed and shipped to other disposal facility for cutting. The disposal facility is as follows. Name of disposal facility: ***** Address of disposal facility: *****

Example

Essential equipmentが解体される時期と方法についてIAEAに情報提供
Essential equipmentの状態をIAEAがDIE/DIV (Design Information Examination / Design Information Verification)で確認

5. ガイドラインの要点（計量管理報告書）

Article 18 (d) of INFCIRC/540

***Closed-down facility or closed-down location outside facilities* means an installation or location where operations have been stopped and the nuclear material removed but which has not been decommissioned.**

- 計量管理報告書は、**全ての核物質（保管廃棄物含む、免除及び終了された核物質は例外）**が無くなるまで継続
- 全ての核物質が無くなれば、施設のステータスは” Closed-down” に変更（DIQのアップデート）
- IAEAは、“Closed-down” のステータス（核物質が無いこと）をPIVあるいはDIVで確認
- 計量管理報告書の提出（null PIL/MBR）は加盟国とIAEAで交渉

5. ガイドラインの要点（保管廃棄物）



過去にTW (Transfer to retained waste)報告された保管廃棄物は、以下の事象が発生する場合は、TW報告時と同じ核物質質量でオリジナルのMBAにFW (Retransfer from retained waste)の報告を行う。

- 廃棄物の処理・処分、安定化、詰め替え
- 他の施設 (MBA) への払い出し
- 処理による保障措置終了

5. ガイドラインの要点(保障措置終了:測定済み廃棄(LD))



Article 11 of INFCIRC/153 (Corrected)

The Agreement should provide that safeguards shall terminate on nuclear material subject to safeguards thereunder upon determination by the Agency that it has been **consumed, or has been diluted in such a way that it is no longer usable** for any nuclear activity relevant from the point of view of safeguards, or **has become practicably irrecoverable**.

- 環境中に排出され、回収が不可能となった核物質
- **Conditioned waste**: 特別に処理され、実質的に回収が出来ず、原子力利用が出来ない廃棄物中の核物質
- **Unconditioned waste**: 処理はされていないが、非常に濃度が低く、実質的に回収が出来ず、原子力利用が出来ない廃棄物中の核物質

5. ガイドラインの要点 (Essential Equipment)

Essential equipment

Equipment, systems, and structures essential to the operation of a facility, **which use, produce, process or store nuclear material** and affect the operational status, function and capabilities, inventory and/or throughput from a safeguards perspective.

- 国/事業者がIAEAに重要な機器（核物質を使用、処理、保管出来る）のリストをIAEAにDIQで提供
- IAEAは、申告された重要な機器の情報を基に、Essential EquipmentをDIE/DIVで特定する

参考文書

- ✓ DIQで申告された重要な機器
- ✓ 追加議定書 付属書II
- ✓ 原子力供給グループのガイドライン (INFCIRC/254)

5. ガイドラインの要点（使用不可能な機器）

“Rendered inoperable of equipment”（使用不可能な機器）とは、切断、破砕、溶解、コンクリート処理、穴あけ等



原子炉格納容器の切断



コンクリート処理

5. ガイドラインの要点（保障措置目的での廃止措置）

Article 18 (c) of INFCIRC/540

***Decommissioned facility or decommissioned location outside facilities* means an installation or location at which residual structures and equipment essential for its use have been removed or rendered inoperable so that it is not used to store and can no longer be used to handle, process or utilize nuclear material.**

保障措置目的での廃止措置完了は、以下の点を考慮してIAEAは決定する：

- 引き続き廃止措置済み施設を確認できるIAEAの能力/権利（例：CA、特別査察）
- 操業中の施設の能力
- 残存する機器や構造物の状況から再操業するまでの困難さ

5. まとめ

廃止措置が行われる原子力施設への効果的かつ効率的な保障措置実施のためには、早い段階でのIAEAと国/事業者間で話し合いが重要（Safeguards-by-Designの概念）

本ガイドラインを話し合いで有効活用

- 廃止措置計画の重要なイベント
- 核物質の払出、除去、回収
- Essential equipmentの解体(使用不可)

パネルセッション

核セキュリティ文化醸成取組の共有

座長：

日本核物質管理学会

副会長 直井 洋介

パネリスト：

➤ 関西電力株式会社 原子力事業本部

セキュリティ管理グループ

チーフマネジャー 柴田 実

➤ 日本原子力研究開発機構

Pu センター 技術部

部長 浅野 隆

➤ 日本原燃株式会社 再処理事業部

副事業部長 小谷 美樹

東京電力HDの核物質防護事案を踏まえた 業界大の取り組み

2021年11月19日

電気事業連合会 核物質防護委員会

核物質防護に関する不適切事案と業界大の対応

- ✓ 最近、各社から相次いで核物質防護（PP）に関する不適切事案が公表され、社会の信頼を失墜。現在、業界大でPP関連業務の改善に取り組み中。

<主な不適切事案の概要>

① 柏崎刈羽原子力発電所における他人のIDカードの不正利用による不正な入域

2020年9月20日、東京電力HD社員が同僚のIDカードを使用し、中央制御室へ入域。

② 柏崎刈羽原子力発電所における核物質防護設備の機能の一部喪失

2021年1月27日、侵入検知に関わる核物質防護設備を一箇所誤って損傷。

これに関連して、侵入検知設備の故障状況等について、原子力規制庁は、以下2点を指摘。

- ・核物質防護設備の点検・保守を行わず、その機能を維持することができなかった。
- ・復旧に長時間を要し、実効性のある代替措置も講じていなかった。

原子力規制委員会は、原子力規制検査の重要度評価において4段階中最も重い「赤」と評価。

東京電力HDは、事案に対する実態調査・原因分析および組織文化の評価等を行い、この結果を踏まえた改善活動計画を国に提出。

○各原子力事業者は、PP関連業務について、「PP関連情報を他社に開示できない・他社に聞けない」との思いから、自社の閉じた世界で業務を実施しており、**外部への学びによる業務改善が十分ではなかった。**

○業界として、一連の事案を極めて深く受け止め、現在、**事業者間で守秘義務契約を締結し情報管理を徹底した上で、事業者間相互レビュー等を進め、業界全体としてPP関連業務の改善に取り組んでいる。**また、安全文化醸成活動について、各社の安全文化のセルフアセスのプロセスをJANSIに評価頂くことで、この結果を踏まえた改善を行っていく。

具体的な取り組み①（核物質防護業務に係る事業者間相互レビュー）

2

- ✓ **各社のPPに関するルール・運用を相互に比較し、批判的にチェック**することで、各社に内在する改善点をあぶり出し、改善するとともに、**良好事例を各社に展開**することで、PPの対応レベルの底上げを図る。
- ✓ **また、各社の核セキュリティ文化醸成活動や、PP-CAP（※）等の継続的な改善の仕組みについて、具体的な取り組み内容の確認を実施**し、仕組み面でも改善していく。

※改善措置活動(corrective action program):事業者における問題を発見して解決する取り組み。

項目	実施状況
現場の相互レビュー	<ul style="list-style-type: none"> • これまでに防護区域等への入域手続き、IDカード発行・再登録手続き等に関する各社のルールを相互に事前確認の上、<u>順次 各サイトで現場の実運用について相互レビューを実施中。</u> • <u>今後、抽出された課題について改善を進めるとともに、良好事例を各社に展開していく。</u>
ルール・仕組み等の相互レビュー	<ul style="list-style-type: none"> • <u>これまでに各社の核セキュリティ文化醸成活動や、PP-CAP等の仕組みに関する具体的な取り組み内容の確認を実施済み。</u> 上記により明らかになった各社の取組み内容の差を踏まえて、<u>現在、各社において、具体的な改善案を検討中。</u> [差が認められた例] PP-CAP会議等への参加者、開催頻度 等 • <u>今後、入構等に関するルール以外のPP関連業務全般のルールについて、相互レビューを行い、改善を実施していく。</u>

- ✓ サイバーセキュリティ関連業務全般について、他社事例との比較により、各社の良好事例等を共有し、サイバーセキュリティ対策の強化を図る。
- ✓ 原子力エネルギー協議会（ATENA）が、自主ガイド（※）に基づき、各社の具体的な対策内容・進捗状況を確認・評価し、良好事例等の各社展開を図ることで取り組みを牽引する。

※原子力発電所におけるサイバーセキュリティ対策導入自主ガイド（2020年3月、ATENA）

項目	実施状況
他社事例確認 および 良好事例の 各社展開等	<ul style="list-style-type: none"> • <u>各社は、自主ガイドに基づく安全対策の強化を2021年度中に完了する計画で取り組んでいるところ。</u> • <u>上記に並行して、各社は具体的対策内容・進捗状況を相互確認するとともに、ATENAは自主ガイドに基づく改善事項・良好事例等の確認を実施済み。</u> • 今後、ATENAから各社に良好事例等を展開し、各社において改善策を検討・実施していく。 また、ATENAは取り組み結果を踏まえ、自主ガイドの見直しを検討していく。

- ✓ これまでも、各社は、安全文化の評価や安全文化醸成活動について、原子力安全推進協会（JANSI）の支援をいただきながら、継続的な改善に取り組んできた。
- ✓ 今回、一連の事案を契機として、核物質防護分野以外の発電所業務についても点検を行うため、各社の安全文化醸成活動の自己評価プロセスの有効性をJANSIが評価し、各社の安全文化醸成活動の継続的な改善に繋げる。

項目	実施状況
安全文化醸成活動の自己評価プロセスの評価	<ul style="list-style-type: none">• 各社の安全文化醸成活動の自己評価プロセスに係る資料をJANSIに提出。• <u>各社の自己評価プロセスの有効性をJANSIが評価を実施し、その評価結果を各社にフィードバックを実施済み。</u>• <u>現在、各社において、評価結果の考察等を実施中。</u>• 今後、各社の安全文化醸成活動の継続的な改善に繋げていく。



核セキュリティ文化醸成活動 取組状況

2021年11月19日

日本原子力研究開発機構

プルトニウム燃料技術開発センター

浅野 隆

核燃料サイクル工学研究所の特徴

- 再処理施設、プルトニウム燃料施設(使用施設)、高レベル放射性物質研究施設(使用施設)を有する。
- プルトニウムを取扱う区分 施設を多数有する
- 全従業員は、立入制限区域内で作業に従事

プルトニウム燃料技術開発センターの特徴

- プルトニウム燃料施設を所掌
- プルトニウム燃料施設は、区分 :4施設、区分 :2施設から構成される
- 全従業員は、周辺防護区域内で作業に従事

核セキュリティ文化の醸成活動

- 年度当初に核セキュリティ文化の醸成に係る活動方針・活動施策が定められ、それを基に具体的な活動計画を策定

理事長による活動方針の決定



安全・核セキュリティ統括部長による活動施策の作成及び通知
(作成した施策は理事長の確認を受ける)



所長による活動計画の決定



各部センターによる活動計画の実施

- 具体的な活動は、年間を通じた活動と推進期間(約2ヶ月)を設定した活動を実施。

核セキュリティ文化の醸成活動

年度を通じた活動

○ 脅威の存在と核セキュリティの重要性の意識付け

活動① : **核セキュリティ教育**の実施

○ トップのコミットメントと従業員の意識高揚

活動① : **核セキュリティポスター**の作成・掲示

活動② : 活動方針、活動施策及び所の活動計画を記載した**携帯用周知カード**の配布

核セキュリティポスター作成・掲示及び携帯用周知カードの配布

Puセンターは、核セキュリティ文化を醸成し、全従業員への浸透を目指します。

脅威

ここで働く全員が核セキュリティの欠かせぬ歯車！

- 経営層による組織風土作りとリーダーシップ！
- 従業員による法令・ルール(2人ルール、鍵管理、情報管理、点検、外来者のエスコート等)の確実な遵守！
- 警備員、PP担当者による確実な防護措置と維持管理！
- 関係する外部機関との密接な連携！

核物質や施設を防護するには、全従業員の一丸団結した理解と行動が必要不可欠です。
核セキュリティ文化を醸成し、一人一人が担う役割を確実に果たそう！！

ブルトニウム燃料技術開発センター長

脅威の対象

核物質の盗取や施設・設備への妨害破壊行為を行おうとするテロリストなどの不正行為者

外部脅威者
内部脅威者
(外部脅威者への協力者含む)

核セキュリティポスター(プルセンター オリジナル)

平成30年度 核セキュリティ文化の醸成に係る活動方針及び活動施策

平成30年度の核セキュリティ文化の醸成に係る活動に当たっては、自主的な改善に継続的に取り組むこととし、核セキュリティ文化の醸成に係る活動方針及び活動施策を次のとおり定める。

関係拠点においては、平成30年度の核セキュリティ文化の醸成に係る活動方針及び活動施策を踏まえ、職場の実態に応じた年度活動計画を策定し、当該計画に基づき活動を展開し、核セキュリティ文化の醸成を図ること。

○脅威の存在と核セキュリティの重要性を認識する。

- 核セキュリティ事象の情報共有により、脅威の存在に対する意識の向上を図る。
- 継続的な教育により、核セキュリティの重要性の理解を促進する。

○核セキュリティにおける自身の役割を自覚し、責任を果たす。

- 核セキュリティにおける一人ひとりの役割を認識し、責任意識の浸透とスキルの向上を図る。
- 巡視や意見交換を通じて、経営層の取り組み姿勢を明確にする。

核セキュリティ文化の醸成に係る活動方針・施策

平成30年度 核セキュリティ関係法令等の遵守に係る活動方針及び活動施策

平成30年度の核セキュリティ関係法令等の遵守に係る活動に当たっては、自主的な改善に継続的に取り組むこととし、核セキュリティ関係法令等の遵守に係る活動方針及び活動施策を次のとおり定める。

関係拠点においては、平成30年度の核セキュリティ関係法令等の遵守に係る活動方針及び活動施策を踏まえ、職場の実態に応じた年度活動計画を策定し、当該計画に基づき活動を展開し、核セキュリティ関係法令等の遵守を確実に行うこと。

○法令等の趣旨を理解して、法令及びルール(自ら決めたことや社会との約束)を守る。

- 自らの業務に関連するルールを把握し、適切性を確保して、確実に遵守する。
- 内部脅威対策を確実に実施する。
- 核セキュリティ上の課題(情報システムセキュリティ等)を共有し、その経験からの学習を反映する。

核セキュリティ関係法令等の遵守に係る活動方針・施策

携帯用周知カード

推進活動期間を設定した活動

核セキュリティ文化の醸成における課題 (新たな取組みを開始する以前)

- 核物質防護対応は核物質防護担当課が実施するものとの認識が強い。
- 核物質防護事案の発生を身近なものとして認識させるために、教育だけでは限界がある。(日本では、テロ等の核物質防護事案は発生しないとの認識が強い)
- 核物質防護強化は、2008年度から開始しているため、センター幹部や管理職は、強化後の核物質防護措置に関する現場経験が乏しい。

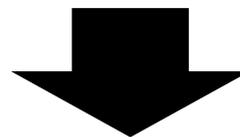
推進活動期間を設定した活動

【活動のポイント1】

一般の従業員（請負会社員を含む）に対して、自身も核物質防護対応の一員であること及び核物質防護事案を身近なことと認識させる

【対応策】

一方的な教育ではなく、従業員自らに考えさせる取組みを実施する。



安全活動で実施している危険予知活動（KY活動：4ラウンドKT）を文化の醸成活動に取り入れる。

推進活動期間を設定した活動

4ラウンドKYで取上げられたシチュエーション例

- IDカードを紛失してしまった
- IDカード管理の不徹底
- 大型特殊物品管理の不徹底
- 出入域時の金属探知機による点検の未実施
- スマートフォンによる写真撮影する者の発見
- 臨時立入者に対するエスコート者による監視の不徹底
- 管理情報の漏えい
- 2人ルールを遵守していない従業員を見かけた
- 不審車両の発見
- 管理する鍵について員数点検等を実施しなかった

4ラウンドKYの実施例

グループ討議の例

危険予知訓練レポート

チーム名	チームリーダー	チームメンバー	指導員	審判員	発表者	司会者	その他

このラウンドKYはどのような危険が潜んでいるか、潜在危険を洗い出し、危険要因とその要因によって引き起こされる被害を想定する。想定がブレブレだと危険なポイントが、想定した危険のうち重要危険のみに絞りこみ、特に重要と思われる「危険ポイント」に絞りこむ。

① ② ③ ④

① ② ③ ④

討議テーマの選定例(車両ゲートからの入域作業)



脅威の認識 (不適切な行動とそれに伴うPP事象の発生を抽出)

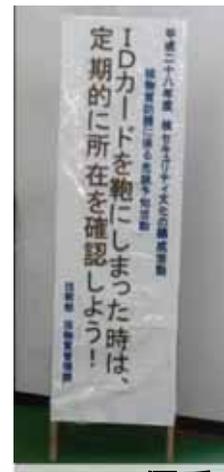
対応策の検討

項目	内容	具 体 事 象
1	①	① 車両ゲート開放時、進入制限区域内に侵入する車両の増加 ② 不要な者が増える、徘徊する。
	②	① ゲート開放中に不正に進入する者がいる、徘徊する。 ② 常時監視で監視する。
2	①	① 車両ゲート開放し、未確認の通行が継続する。 ② 指示する。
	②	① 警報リモートは車両ゲート開放時、常時監視し、常にセンサー常時監視の状態でしておく。
チーム行動目標	① 進入制限区域前開放時は、担当者連絡を確保し、常時監視しよう。	
確認し早急項目	① 進入制限区域前開放時、常時監視コン!	

所属長の評価

通常とは異なり状況の際には、センサー等監視により、状況確認も確実に実施のこと。

行動目標 & 指差唱和の設定



優秀なものを選出
警備所通路等に掲示、センター内表彰

4RKY手法を用いたPP上のリスク洗い出し・対策樹立

推進活動期間を設定した活動

【活動のポイント2】

センター幹部や管理職の核物質防護の意識を高める。

(期待される効果)

- 従業員に対して、活動の重要性をアピールできる。
- センター幹部及び管理職が、核物質防護対応の実態を把握することにより、核物質防護の課題及び改善の必要性の認識が高まる。

【対応策】

- センター幹部による警備所、防護区域出入口での立哨指導
- センター幹部によるCASからの抜き打ち検査
- センター幹部及び管理職による作業エリアの巡視(チェックリストを基に、核物質防護措置対応状況の確認)

センター幹部による行動目標の作成・掲示及び作業員への声掛け、現場巡視

○センター幹部の積極的な関与及び従業員に対する役割と責任の意識付けを行った。

○センター幹部が積極的な声掛けを行い、ルールを確実に遵守することの重要性について、意識の向上を図った。

行動目標の作成・掲示



センター幹部による声掛け、現場巡視



声掛けポイント

- 出入許可証の盗難や紛失防止の遵守事項を守っているか。
- 防護区域では、入域から出域まで2名以上で相互監視することを認識しているか。など

現場巡視確認項目

- 工程室等の鍵管理や終業点検
- 金属探知機による相互点検
- 通信連絡設備の管理 など



気づき事項の抽出・改善

現場巡視で抽出された気づき事項の改善例（金属探知機による相互点検）

- 現場巡視で抽出された気づき事項に対する改善例として、金属探知機による相互点検において、「ヘルメットの内側から足元まで携帯品を確実に目視確認し、丁寧に点検すべき」との気づき事項があげられた。
 - ⇒「金属探知機による相互点検のポイント」を記載したポスターについて、点検の箇所やスピードなどの注意事項を追記し、従業員に対して更なる注意喚起が図れるように改善、掲示した。
 - ⇒各課室の核物質防護担当者に対して、金属探知機の取扱訓練と注意事項の再周知を行い、担当者が自課室の従業員へ教育し展開することで、金属探知機による相互点検が確実に実施できるよう、取り組んだ。

金属探知機(ハンディ)による従業員の相互点検について

従業員による相互点検は、防護区域内物品を持ち込ませない(職場の安全を確保するための特となる重要な点検)

注意事項を追記

① 何が検知したか確認しよう!

業務に不必要な物品は持ち込み不可
※目視確認が必要!

頭部(ヘルメット内)も忘れずに点検しよう!

警報が吹鳴!(金属を検知)

あなた(点検者)は... どう対応すべきでしょうか?

全身を点検(サーベイ)しよう!

検出面と測定箇所の距離及びスピードに注意しよう!

更に!
② 取り出したPHS等の後ろに何かあるかも、検知した箇所をもう一度点検しよう!

何か隠れていたかも
※検知なくなるまで再点検が必要!

【金属探知機(ハンディ型)による点検のポイント】

- 点検者は、被点検者に予め所持品を取り出させた後、全身を点検(サーベイ)する!(取り出した所持品は、目視確認する)
- 点検者は、警報が吹鳴(金属を検知)した場合は、被点検者に検知物を取り出させ、目視確認する!
- 点検者は、検知物を取り出した後、同じ箇所を再度点検し、警報が吹鳴しないことを確認する!(金属を検知なくなるまで確認する)
- 点検者は、銃器、刃物等を発見した場合は、自身の安全を確保、周囲に知らせるとともに、直ちに通報連絡(0-110, 9999)を行う。

金属探知機 取扱訓練



自課室従業員への教育

金属探知機相互点検ポスター

核セキュリティ文化醸成活動の成果

- 幹部の積極的な関与により、全従業員に対して核セキュリティの**重要性を認識させることが出来た。**
- 従業員自らが、身近な脅威を抽出しその対策を議論することで、核セキュリティに対する**脅威の存在及び自らの役割を認識させることが出来た。**
- センター幹部、管理職及び一般従業員全体に、**核セキュリティに対するマインドを定着させることが出来た。**

(参考)

2019年度よりPPCAPを開始することにより、更なる核物質防護への意識高揚を図っている。

核セキュリティ文化醸成活動の取組状況

2021年11月19日

第42回日本核物質管理学会年次大会

日本原燃株式会社

小谷 美樹

再処理施設(再処理事業所)

- 原子力発電所で発生する使用済燃料の再処理
- 区分Ⅰ：15建屋、区分Ⅱ：6建屋
- プルトニウム等を取扱う区分Ⅰ建屋が数多く存在する
- 上記建屋の周囲に立入制限区域/周辺防護区域を設定

廃棄物管理施設(再処理事業所)

- 海外からの返還ガラス固化体を貯蔵
- 区分Ⅲ：3建屋
- 立入制限区域を再処理施設と共有

ウラン濃縮加工施設(濃縮・埋設事業所)

- ウランの濃縮
- 区分Ⅲ：1建屋
- 上記建屋の周囲に立入制限区域を設定

核セキュリティ文化醸成活動(経営計画)

当社の2021年度経営計画における核セキュリティ関連の目標

◆ 核セキュリティのさらなる向上および適切な保障措置対応

再処理事業部

●核物質防護措置の向上および核セキュリティ文化の醸成

- 新規制基準対応工事(重大事故等対処設備防護のための立入制限区域拡大)
- 核セキュリティ文化醸成活動(講演会および教育)を通じて、核セキュリティ(サイバーセキュリティ含む)の重要性に対する理解の徹底
対象:全従業員 理解度:100%

●サイバーセキュリティ対策の徹底

- サイバーセキュリティ対策の設備強化に係る計画の実施率:100%

濃縮事業部

●核物質防護検査における違反件数ゼロ継続

2021年度日本原燃経営計画(2021~2023年度)より

➡ 竣工に向け、核セキュリティ向上の取組みを確実に実施していく

核セキュリティ文化醸成活動(行動基準)

日本原燃株式会社「私たちの行動基準」より

役員および社員は、次のとおり行動します

1. 私たちは、いかなるときでも安全の確保を最優先に考え、行動します
2. 私たちは、社内外のルールを守ることはもとより、社会常識をわきまえ、社会に信頼される高い倫理観を保ちます
3. 私たちは、互いの人格を尊重し、快適に働ける職場づくりに努めます
4. 私たちは、プロフェッショナルとしてたゆまぬ研鑽を積み、技術を磨き続けます
5. 私たちは、地域を愛し、信頼される地域の一員となるよう努めます
6. 私たちは、世界に誇れる品質の製品とサービスを提供できるよう、それぞれの持ち場で最善を尽くします
7. 私たちは、核セキュリティを担う企業の一員として、情報管理を徹底します



社員ひとりひとりが核セキュリティを担う存在であることの自覚を促す

核セキュリティ文化醸成活動（行動指針（案））

当社では、核セキュリティ文化醸成活動を促進するため、社達として、以下のとおり「**行動指針**」を2021年内に制定する予定。

【核セキュリティ文化の醸成に係る行動指針（案）】

当社は、事業を行う上で、核燃料物質や放射性物質の盗取、施設に対する妨害破壊行為の脅威に晒されている。これら脅威への備えとして、核セキュリティの維持と継続的な向上が必要不可欠であることから、その基礎となる核セキュリティ文化の醸成のため、役員および社員は次のとおり行動する。

- 1.核セキュリティ上の**脅威**が**常に存在**することを**認識**し、自らの行動が**防護対策の実効性を低下**させないようにする。
- 2.**核セキュリティの確保**は当社事業に携わる**全ての者が担う義務**であることを**認識**し、**核セキュリティの向上**に努める。
- 3.**核セキュリティに関する情報の漏えい**は**防護に重大な影響**を与えることを強く**認識**し、**情報管理を徹底**する。
- 4.**核セキュリティと原子力安全**は共に**必要不可欠**であり、**両立**させる。

核セキュリティ醸成活動の変遷(2017～2020年度)

この数年間の活動方針について

2017年度

- 包括的に核物質防護に対する取組みの理解を促進する
- 核物質防護に関する教育における理解度を定量化する

2018年度

- 核セキュリティへの取組みは国際的な背景を踏まえて、理解を促進する
- 若手社員を主な対象として核セキュリティに関する理解の促進を図る

2019年度

- 3Sの調和への理解とサイバーセキュリティへの関心をさらに高める
- 役員・部長以上を主な対象として核セキュリティに関する理解の促進を図る

2020年度

- 公開制限情報への理解の促進を図るとともに、3Sの理解度を高める
- テロの現状を踏まえた核セキュリティ対策の重要性への更なる理解の促進を図る

核セキュリティ醸成活動の変遷(2021年度)

- 核物質防護関係者に対する核物質防護教育の実施
 - 最近のトピックスや事例紹介、海外情報の事例を交えて教育
 - 核物質防護に関する教育における理解度を定量化
- 社員を対象とした核セキュリティ文化醸成活動に係るe-ランニングの実施
 - 最近のトピックスや事例紹介、海外情報の事例を交えて教育を年2回実施
 - アンケートにより核セキュリティの重要性等の理解度を定量化
- 核セキュリティ文化に係る講演会の実施
 - テロ対策を実際に対応している治安機関から核セキュリティ対策の必要性及び重要性を受講し、核セキュリティ文化を醸成。
- 原燃及び協力会社で構成された安全推進協議会での周知
 - 個人の信頼性確認、2人ルールの遵守及び入構証の厳格な管理を継続的に周知

東京電力HDのPP事案等を踏まえた対応

●社長メッセージの発信

- 2021年2月 東京電力HDにおけるIDカード不正利用を受けた社長メッセージ
- 2021年3月 東京電力HDにおける設備の機能の一部喪失と是正措置命令を受けた社長メッセージ

●職場朝会等における核物質防護管理者からのメッセージ

- 各職場に朝会等に核物質防護管理者が参加し、東電電力HDのPP事案を解説し、改めて核セキュリティの重要性を周知。
- オリパラ開催に伴う警備強化の方策として、核物質防護管理者から従業員に対して、「一人ひとりが警備員の意識」を周知し、従業員の核セキュリティへの意識向上を促進。

●核セキュリティ文化醸成活動として社達(行動指針)を制定

- 核セキュリティ文化醸成活動を促進するため、社達として「行動指針」を年内に制定予定

核セキュリティ醸成活動のPDCA

活動方針の改善

アンケートで寄せられた生の意見を参考に内容をより充実させ、核セキュリティ文化醸成醸成活動を改善していく

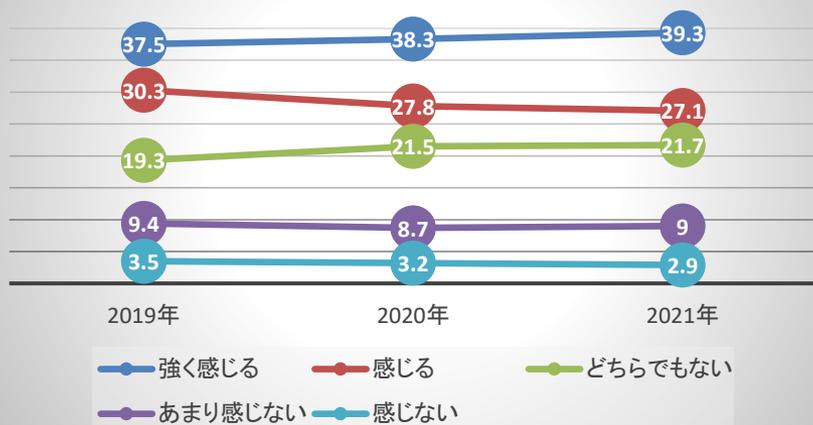


上記に加え、前年度に発生した具体的な核セキュリティ事案を教育資料に取り込み、理解の促進を図っている

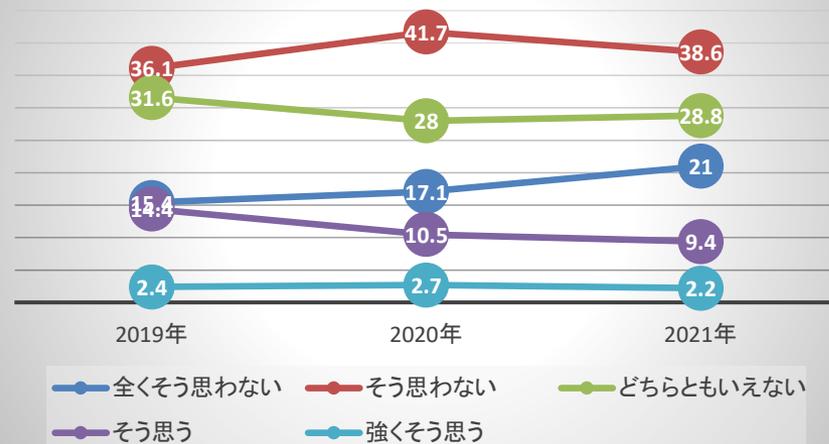
核セキュリティ文化醸成のアンケート結果

- ①「核セキュリティに関する脅威は生じることはない」の設問に対する回答の推移
7割弱の社員が脅威は生じると回答している。
⇒脅威の認識は核セキュリティの出発点であり、100%を目指し、高めたい
- ②「核セキュリティが業務上負担となっているか」の設問に対する回答推移
9割弱の社員が負担に感じていない。
⇒核セキュリティ対策に対する受容性は高い

脅威の認識



業務への負担



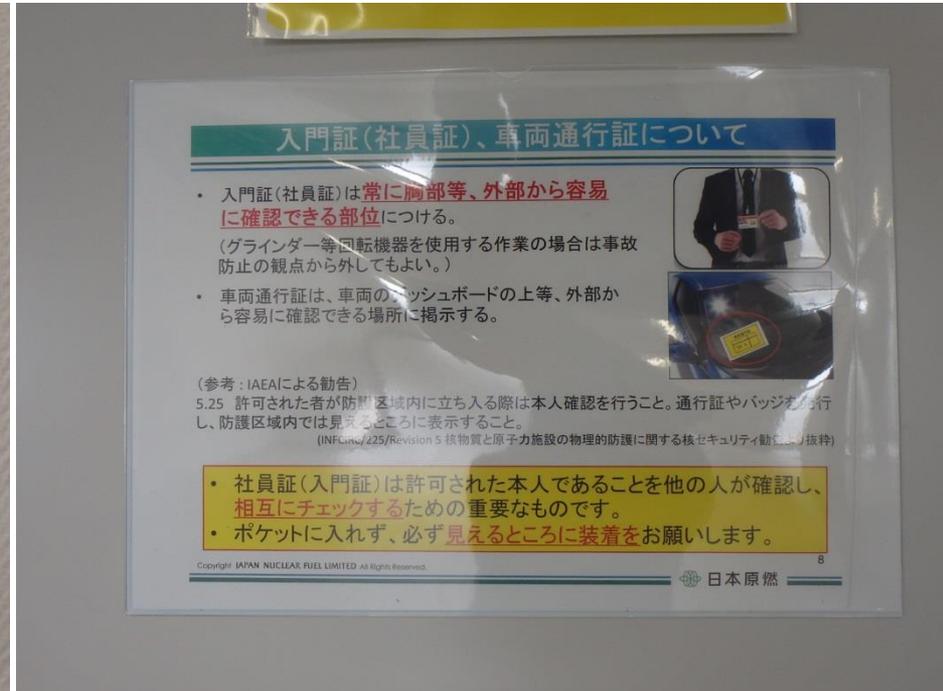
核セキュリティ文化を浸透させるための今後の対応

核兵器に転用出来る戦略物質であるプルトニウム等の核物質を取扱っている事による施設への脅威が存在することを改めて認識させ、全員が不審な者及び不審物に警戒する「従業員ひとり一人が警備員」の意識を浸透させる。

●脅威の認識100%を目指す今後の取り組み

- 教育・講演会での国内外で発生した脅威情報の周知。
- 経営層からの核セキュリティに関するメッセージの発信。
- 核セキュリティ上の脅威をテーマとしたポスターの募集、優秀作品の表彰・掲示。

社内に掲示している現在の核セキュリティに関するポスター



これらのポスターを社内各所に掲示

発表セッション

本会議論文は査読を実施したものである。

日本原燃におけるオンサイトラボ運営支援に対する取り組み

JNFL efforts on management support for the On Site Laboratory

*後藤 洸, 三上 忠敏, 神園 英樹
日本原燃株式会社

*Akira Gotou, Tadatoshi Mikami, Hideki Kamizono
Japan Nuclear Fuel Limited

The On Site Laboratory (OSL) is located inside the Rokkasho Reprocessing Plant (RRP) for effective and efficient Safeguards activities according to the technical findings of large scale reprocessing plant. In order to implement Safeguards activities at RRP in a timely manner, it is essential that OSL functions reliably. Therefore JNFL supports the maintenance and repairing of OSL ancillary facilities so as not to impact on Safeguards activities due to their malfunction. This paper describes such a JNFL efforts on management support for OSL.

1. 緒言

六ヶ所保障措置分析所（OSL：オンサイトラボ）は、再処理施設の分析建屋の一角に設置されており、施設内の各建屋から送られてくる保障措置検査試料中の核燃料物質の分析・測定を行う施設である。再処理施設の中間在庫検認および実在庫検認等で収去した保障措置検査試料を適時に分析するため、OSLが安定して機能することは再処理施設に適用される保障措置の必須条件である。

OSLでは、国の指定保障措置検査等実施機関である核物質管理センター（NMCC）による設備・機器の維持・管理の下、国際原子力機関（IAEA）とNMCCが共同で分析・測定業務を行っている。また、OSLには日本原燃（JNFL）が整備した建物・付帯設備も設置されている。JNFLは当該設備の保全業務について、点検実施時期および内容等をNMCCと調整の上で実施している。

更に、OSLは再処理施設内に設けられているため、JNFLにて実施する点検・工事等がOSLにおける分析業務および査察活動へ影響を及ぼさないよう、JNFLはNMCCと緊密な連携を図り、点検・工事スケジュールの提供や工程調整等の対応を行っている。

本論文では、OSLの円滑な運営を実現するために、JNFLがこれまで行ってきた取り組みおよび再処理施設の操業を見据えた今後の取り組みについて紹介する。

2. OSLの概要

2. 1 役割

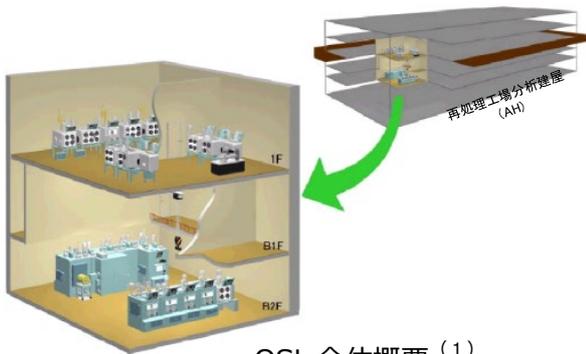
国およびIAEAが再処理施設の各工程からサンプリングした試料の保障措置分析（密度、濃度、同位体比等の測定）を実施するために

設置され、国とIAEAが共同で利用している施設である。保障措置検査試料は、中間在庫、実在庫および運転状況の検認時にサンプリングされ、操業後においては24時間連続運転される入量計量槽および出量計量槽から核燃料物質を払い出すタイミングで100%サンプリングされる。このため、操業後にOSLの設備故障等が発生した場合、日・IAEA保障措置協定に基づく査察活動（保障措置分析）が実施できなくなり、再処理施設の操業停止だけに留まらず、IAEAの日本国に対する保障措置活動の評価結果（拡大結論）にも悪影響を及ぼし、日本国が国際社会における信頼を損なう可能性がある。そのため、OSLの機能を維持することは、再処理施設を計画的に操業するためだけではなく、日本国の原子力活動にとっても必須となる。

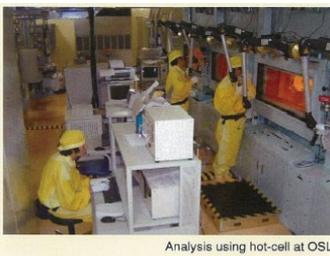
2. 2 設備概要

OSLは2004年12月に管理区域を設定し運用・管理を開始している。OSLに設置されている保障措置検査試料を分析するための各種分析機器は、国およびIAEAにより整備された。また、建物・付帯設備として、分析セル、グローブボックス、気送設備、放射線管理設備、消火設備、クレーン設備、気体廃棄施設、液体廃棄施設、固体廃棄施設、電気設備、計装空気、冷水設備等は、国およびIAEA間の「OSLの共同利用に関する覚書」⁽¹⁾に基づきJNFLにより整備された。

保障措置分析所 (On-Site Laboratory)



OSL 全体概要 (1)



OSL 内での作業状況 (2)

3. JNFL による保守業務

3. 1 設備の保守計画と実施

国および IAEA により整備された分析機器は NMCC が保守を実施しているが、JNFL が整備した設備は、国および JNFL 間の賃貸借契約により国に貸与され、同契約に基づき JNFL が保守を行っている。現在は以下に示す主な点検項目について JNFL が保守計画を立案し、OSL の管理者である NMCC と合意の上、点検業務を実施している。

- ① 「クレーン設備点検」
月例および年次で法令点検を実施
- ② 「放射線管理用設備点検」
年 1 回の頻度でエリアモニタおよびダストモニタ、放射線監視盤等の点検を実施
- ③ 「計測制御設備点検」
年 1 回の頻度で差圧・温度等の計測器の点検・校正を実施
- ④ 「建屋換気空調設備点検」
月 1 回の頻度で空調機の点検と清掃を実施
- ⑤ 「電気設備」
3 年に 1 回の頻度で変圧器のブレーカ点検を実施

3. 2 次回保守計画へのフィードバック

JNFL は、当該年度に実施した各保守点検の点検結果から、次回年度以降の点検時に部品の劣化、消耗、生産中止等による部品交換の有無および点検頻度、点検項目の変更の有無を確認し、保守計画へ反映することとしている。

4. OSL との連携

JNFL にて実施の再処理施設の点検・工事等による OSL での分析業務への影響を回避するために、JNFL が実施している取り組みを以下に紹介する。

- ① 再処理施設の新規制基準対応工事含む横断的な工程について JNFL 内で調整する全体工程会議において、JNFL は IAEA および NMCC からの要求事項（査察実施予定日、保障措置検査試料のサンプリング予定日、分析業務の予定期間等）を提示した上で工程検討を行っている。また、JNFL は全体工程会議で収集した工程情報を確認し、改めて分析業務への影響の可能性をチェックし、必要により影響を回避するための事前調整を NMCC と行っている。
- ② OSL は分析建屋の一角に設置されているため、分析建屋固有、または分析建屋全体に影響する点検・工事は OSL にも影響することとなる。そのため、JNFL は再処理施設の分析建屋に係るローカル工程会議で工程情報を収集し、OSL への影響の可能性の有無を検討した上で、必要により影響を回避するための調整を実施する。また、分析建屋換気モードの切り替えにおいて NMCC が OSL で実施する作業や、この作業により JNFL が隔離操作を必要とする場合の対応については、JNFL と NMCC とで互いに情報共有を行っている。
- ③ JNFL は上記で収集した情報を内容に応じて下記的手段で NMCC および IAEA に提供している。
 - インフォメーションシート（メールベースでの情報提供）
分析機器の運転に影響のある内容（分析機器の給電施設の停電等）について

て、NMCC、IAEA に情報を提供する。

- デイリーミーティング
毎日実施され、直近の査察業務について、NMCC、IAEA と情報共有を行う。
- 六ヶ所レビュー会合
概ね月 1 回の頻度で開催され、分析結果にかかる報告事項や OSL の運営に影響を及ぼす可能性のある JNFL の点検・工事について NMCC、IAEA に情報共有を行う。
- OSL の定例会議
四半期に 1 回の頻度で開催され、OSL 運営（分析業務以外）に関して調整・協議する場で NMCC に情報共有を行う。
- 技術会合
年 2 回開催され再処理施設に適用される保障措置全般にかかる中長期的な計画・検討事項について調整・協議する場で NMCC、IAEA に情報共有を行う。

参考文献

- (1) 「六ヶ所再処理施設の保障措置分析所（第 1 編：オンサイトラボの概要及び運用管理）」中島真一他（核物質管理学会日本支部大会 2004 年）
- (2) 公益財団法人 核物質管理センターのホームページ掲載資料 NMCC パンフレット（英文）

5. 再処理施設操業に向けた取組み

再処理施設の操業後も OSL が安定的に機能するよう、予防保全および設備異常からの早期復旧の観点から JNFL が今後取り組むべき内容を以下に示す。

- ① 予防保全を強化した保守業務への取組み
点検頻度・項目の強化・効率化および再処理施設の操業計画と整合した更新計画の検討。
- ② 設備異常に対する即応体制の整備
アウトソーシングによる即応体制および予備品管理の強化の検討。

6. 終わりに

OSL が安定的に機能を維持していくために、JNFL は日常的な取組み（コミュニケーション、定例会、社内情報収集、NMCC および IAEA との会合を活用した連携）を継続していく必要がある。また、再処理施設操業後に OSL の機能が停止することは、再処理施設の操業だけでなく、日本国の国際社会における信頼の喪失に発展する可能性もある。このため、今後は設備異常時等の即応体制の確立が重要となる。今後も国、NMCC および IAEA 等の関係機関との連携を密にして OSL の運営を支援する。

日本原燃における査察機器き損防止に対する取り組み JNFL efforts on prevention from damage of safeguards equipment

*植村 有希, 小松 昌志, 古川 隆之, 中村 慎宮
日本原燃株式会社

*Yuki Uemura, Masashi Komatsu, Takayuki Kogawa, Shinguu Nakamura
Japan Nuclear Fuel Limited

At Rokkasho Enrichment Plant (REP) and Rokkasho Reprocessing Plant (RRP), the inspectorate seals were damaged on March and August 2020 respectively. Therefore, JNFL strengthened the countermeasures for prevention from damage of safeguards equipment. The countermeasures are the installation of permanent protection at all safeguards equipment, the healthiness check of safeguards equipment before and after working and the expansion of education attendees scope for safeguards culture. This paper describes the approach and effectiveness evaluation for damage of safeguards equipment.

1. 緒言

2020年に六ヶ所濃縮工場(REP)および六ヶ所再処理工場(RRP)にて発生した査察封印き損事象は作業における不注意およびその際の通報連絡また保障措置の重要性の認識欠如が原因であることから、日本原燃査察機器・封印き損防止対策の強化として、全ての査察機器への常設防護措置、査察機器等の近傍作業に対する作業前後の健全性確認や巡視点検、また保障措置文化醸成のための教育を実施することとした。本論文では、取り組み状況およびその有効性評価結果について紹介する。

2. 背景

2020年に発生した REP の B ウラン貯蔵室の廃品シリンダ(3月)^[1]、RRP のウラン・プルトニウム混合脱硝建屋焙焼還元第4室のグローブボックスの上部に設置されたプルボックス(8月)^[2]の査察封印き損事象における原因や問題点を分析した結果、すべての査察機器等に対して常設の防護措置していないこと、リスクのある作業に応じて近傍にある査察機器等に対して適切な防護措置をとっていないこと、また査察機器管理部署による査察機器等き損防止に対する関与が不十分であることなどが問題点として挙げられた。そのため日本原燃はこれらの問題点を解決するため次項の対策を実施した。

3. き損防止対策

3-1. 全査察機器等への常設防護設置

日本原燃はこれまで、容易にアクセス可能な場所にある査察機器等に対して、カバー等を設置しており、形状や個数の問題により、カバー等を取

り付けられない箇所については定期的に巡視点検を実施していた。また、通常人が立ち入らない高所などについては注意喚起表示を設置していた。今回 RRP においてき損した査察封印は床面から 5m 以上の高さに設置されており、通常立ち入らない箇所であり、仮設足場材などが設置された状況を鑑み常設の防護が設置されていないことが問題点として挙げられたことから、引っ掛け防止の観点から保護カバー等の常設防護を設置することとした。また、保護カバー設置が困難な箇所についてはチェーンやバリケードなどを用いて、物理的距離を確保した。こうして、REP、RRP 合わせて約 2,000 箇所ある査察機器等に対して常設防護の設置を完了した。図 1, 2 に常設防護の設置状況の例を示す。



図 1 保護カバー設置例(RRP)



図2 バリケード設置例(REP)

3-2. 査察機器近傍作業時の対応

前項に述べた常設防護は巡視点検や近傍作業時などの作業員の引っ掛けによるき損を防止するために設置した。RRPでは現在、操業開始に向けて新規制基準対策などで様々な工事を実施しており、工事内容やその場所に応じて追加の防護対策が必要となる。RRPにおける今回のき損事象は査察機器近傍での足場解体時に発生した可能性が高く、その作業において具体的に査察機器のき損をどのように防止するかといった手続きや追加の対策について査察機器管理部署の関与が不十分であることが問題点として挙げられた。そのため査察機器管理部署がより主体的に対応する内容をマニュアルとして整備した。その具体的な内容を以下に示す。

(1) 査察機器等近傍作業前

作業主管部署からの情報提供に基づき、当該作業における追加のき損防止対策の必要性を査察機器管理部署が判断し、必要となった際は具体的な方法や対策実施日等について作業主管部署等と調整する。また、現場での立会いの際に作業内容や場所、資機材の運搬経路などの観点から再度確認し、防護対象や具体的な方法の妥当性を査察機器管理部署が判断する。その結果として問題なければ対象となる査察機器の健全性を確認した後、防護対策を実施する。また、作業員の方へ査察機器等に関する注意喚起や作業員が異常を発見した際には査察機器管理部署への速やかな連絡を依頼し、査察機器管理部署は記録を管理する。

(2) 査察機器等近傍作業期間中

(1)にて確認を実施した作業の中から査察機器管理部署がランダムに選定したものに

ついて、巡視点検を実施し、査察機器等の健全性確認や作業員がいる際の声掛けを実施し、それらを記録し、管理する。

(3) 査察機器等近傍作業後

作業主管部署より作業終了の連絡を受領した後、査察機器管理部署が査察機器等の健全性を確認し、その結果を記録し管理する。

なお、これまでの実績として近傍作業前後の確認については約80件、近傍作業期間中の巡視については約30回実施しており、き損事象の再発防止に努めている。図3,4に近傍作業時の追加防護対策の例を示す。



図3 Pull-Box への追加防護対策(RRP)



図4 扉に設置してある封印への追加防護対策(REP)

3-3. 保障措置文化醸成のための教育

RRPおよびREPにおける査察封印き損事象はき損者からの報告ではなく、査察機器管理部署がき損した状況を発見している。このことから査察機器・封印をき損させた場合、現場掲示物の手順通りの連絡が行われておらず現場作業員の保障措置の重要性に対する意識が低いことが挙げられる。このことから、協力会社を含む全社員に対して以下の項目について継続的に教育し、保障措

置文化の醸成のための教育を開始した。①保障措置・査察機器とは何か、②保障措置におけるトラブルがどのような影響を日本原燃および日本国に及ぼすのか③き損を防止するための遵守事項④き損させたときの速やかな連絡の徹底

4. まとめ

日本原燃は 2020 年度に REP および RRP にて発生した査察封印き損事象の再発防止のため、これまで述べたような様々な追加対策を実施しており、その対策から1年後の効果の確認において、き損事象は発生していない事から、是正措置は妥当であったと判断する。

一方で、新たな工事の実施や査察機器周辺の機器配置など状況は刻々と変化していくと予想されることから、現状の対策の継続だけでなく、その対策の有効性を継続的に確認し、改善活動も実施していく予定である。

引用・参考文献

[1]日本原燃 HP「ウラン濃縮工場における査察封印のき損について(原因および再発防止対策)」

<https://www.jnfl.co.jp/ja/release/topics/2020/detail/20200430-2.html>

[2]日本原燃 HP「再処理工場 ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋における査察用封印のき損について(原因及び再発防止対策)」

<https://www.jnfl.co.jp/ja/release/topics/2020/detail/20200909-1.html>

原子力施設の廃止措置に係る国際原子力機関の保障措置上の要件や課題等の調査・考察

Investigation and consideration of the requirements and issues from the viewpoint of the IAEA Safeguards for the decommissioning of nuclear facilities

*木村 隆志, 福井 康人, 田崎 真樹子, 中谷 隆良, 清水 亮, 須田 一則
日本原子力研究開発機構

*Takashi KIMURA, Yasuhito FUKUI, Makiko TAZAKI, Takayoshi NAKATANI, Ryo SHIMIZU, and Kazunori SUDA
JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY

Decommissioning is underway at many nuclear facilities worldwide. It has been completed at several nuclear facilities in Japan, and is currently underway at several nuclear facilities. In this decommissioning, since there is little experience in decommissioning bulk facilities, it would be important to progress smoothly decommissioning to predict the requirements for being regarded as a "decommissioned facility" in the safeguards of the International Atomic Energy Agency and the possible issues. We report the results of our research and consideration of them.

1. 緒言

世界では多くの原子力施設において廃止措置が完了又は進行中である。国内では幾つかの原子力施設の廃止措置が終了し、現在、複数の原子力施設にて廃止措置が進行中である[1][2]。

この廃止措置に当たり、国際原子力機関(IAEA)の保障措置(SG)上の「廃止措置完了施設」と見なされるには要件があることから、円滑な廃止措置に資するため、同要件を調査するとともに、同要件をクリアする上で想定される課題及びその対応策を調査、考察した。

これら調査等の結果は、項目 2 に廃止措置完了要件(核物質なし、施設機能不全)及び廃止措置に至るまで 4 つの段階における早期段階の順に同要件に係る想定課題・対応策(核物質の払出先、工程内残留核物質、不可欠な設備(EE)の撤去等)を示した。次いで項目 3 に事業者における注意点、最後に項目 4 にまとめ、として報告する。

これら調査等の対象は、バルク施設の廃止措置の経験が少ないこと及びアイテム施設に比べてバルク施設の廃止措置では多様な形態の核物質の発生により SG 活動が複雑化することが考えられるため、バルク施設に焦点を絞った。

2. 保障措置(SG)上の廃止措置完了施設とするための要件及びその想定課題・対応策等

2.1 廃止措置のとられた施設の SG 上の要件

廃止措置のとられた施設(廃止措置完了施設)とは「施設の利用において不可欠な構造及び設備(structures and equipment essential)」が既に撤去され又は使用し得ない状態となっているため、現に核物質の貯蔵のために使用されておらず、

かつ、核物質の取扱い、処理又は利用のために使用することができない構築物をいう」としている[3]。この SG 上の廃止措置完了施設の要件を大別すると「核物質なし」及び「施設機能不全」の 2 つになろう。この 2 つとなる理由は、施設に対する SG の技術目標は、核物質転用検知と施設的不正使用検知の 2 つであるためと考える。

2.1.1 廃止措置完了要件(核物質なし)

原子炉等アイテム施設の場合は施設解体前に燃料を貯蔵施設へ払い出せば核物質なしとなるが、バルク施設の場合、工程の機器や配管内等に除去が困難な残留核物質(HU=ホールドアップ)が存在する場合があるとしており[4]、アイテム施設と比し、この要件達成は容易ではない。

2.1.2 廃止措置完了要件(施設機能不全)

上記 2.1 に示す廃止措置完了施設の定義として「structures and equipment essential」とあるが、これは「不可欠な設備(EE: Essential Equipment)」と呼ばれ、上記定義によれば EE を撤去又は使用し得ない状態とする必要がある。この EE を決定する方法や撤去又は使用し得ない状態とはどのようなものか、アイテム施設に比し、バルク施設は工程及び関連設備等が多く複雑であることから、EE の種類も多くなるものと考えられる。

2.2 SG 上の廃止措置完了までの段階及び想定課題・対応策等

SG 上、施設の廃止措置までの段階は、運転停止、閉鎖(保存状態)、閉鎖(廃止措置中)、廃止措

置完了の 4 段階に分けられ、濃縮施設を例とした各段階の施設の状態、IAEA への提供情報、主な SG 手法[4]を表 1 に要約した。また、表 1 の運転停止から廃止措置完了への段階の移行における SG 上想定される課題等を項目 2.2.1 から 2.2.3 に示す。なお、同想定課題等には、表 1 の濃縮施設のみならず、同様にバルク施設である再処理施設も例として含めている。

表 1 濃縮施設の廃止措置完了までの段階の施設状態等(米国 BNL 文献引用・要約)

	施設状態	情報提供	SG 手法
運転停止	核物質あり (UF6, 廃棄物等)	- 設計情報質問表 (DIQ)改訂版 - 在庫変動報告書 (ICR), 実在庫明細表(PIL), 物質収支報告書 (MBR) - 作業工程表	- 年次実在庫検認 (PIV)と設計情報検認(DIV) - 流れのランダム検認 - 頻度限定無通告立入(LFUA) - 補完的なアクセス (CA)の可能性
閉鎖 (保存状態)	配管等付着核物質以外の核物質なし	- DIQ 改訂版 - PIL, MBR - 作業工程表	- 年次の同時 PIV・DIV - 流れのランダム検認 - LFUA - CAの可能性
閉鎖 (廃止措置中)	- 配管等付着核物質以外の核物質なし - EE 撤去等	- DIQ 改訂版 - ICR, PIL, MBR - 作業工程表(廃止措置作業・EE撤去等)	- 年次の同時 PIV・DIV - 廃棄物払出査察 - LFUA - CAの可能性
廃止措置完了	- 核物質なし - EE 撤去等完了	-	CAの可能性

2.2.1 運転停止から廃止措置完了への移行における想定課題及び対応策等

(1) 核物質なしに向けた核物質の払出先

表 1 の運転停止から廃止措置完了への段階移行にあたり、施設状態は「核物質あり」、「配管等付着核物質以外の核物質なし」、「核物質なし」の流れである。「核物質なし」とするには「払出先」が必要であり、以下 3 つのケースが考えられ、各々の主な課題等を表 2 に示す。

対応策として、表 2 のケース 3 が予算・年数の観点から合理的と言えるも、ケース 3 の SG 上の施設分類の変更(当該施設の SG 上の構成施設の分類変更)の可能性を事前に IAEA と協議・合意することが望まれよう。これにあたり、当該施設の廃止措置完了後に当該施設を SG 対象リストから除外すると同時に施設分類の変更を行うことにすれば、同構成施設は施設変更する直前まで濃縮施設の SG 対象となり、適切な SG 下に置かれるため、IAEA の合意を得られる可能性

が高いと考えられる。

表 2 核物質なしと払出先ケースにおける課題等

ケース	払出先	課題及び相対難易度等
1	当該施設の SG 上の敷地内の新設施設	- 新規施設の設計、建設、許認可等が課題で予算・年数の観点から難易度「高」 - 新設施設を当該施設の一部とするために DIQ、FA 等の改訂要
2	SG 上別の既存施設	- 払出設備(例、新たなキャスクや配管)の設計、製作、許認可等が課題で予算・年数の観点から難易度「中～高」 - 両施設の DIQ、FA 等の改訂要
3	当該施設の SG 上の構成施設(例、貯槽施設)	- 搬出設備は既存のものを使用するとした場合、予算・年数の観点から難易度「低」 - 核物質なしの要件を満足するため、当該施設の SG 上の構成施設の施設分類(原子炉、濃縮施設、貯蔵施設等)[5]を変更し、施設分類変更施設の DIQ、FA 等の新規作成要

2.2.2 閉鎖(保存状態)から閉鎖(廃止措置中)への移行における想定課題及び対応策等

(1) 核物質なしとホールドアップ(HU)の関係

表 1 の閉鎖(保存状態)の段階の施設状態は「配管等付着核物質以外の核物質なし」、情報提供では「ICR(在庫変動報告書)」がなくなる。その後の閉鎖(廃止措置中)の段階の施設状態は「配管等付着核物質以外の核物質なし」は上記と同じであるも「EE 撤去等」が加わり、情報提供では「ICR」が再出し、SG 手法では「廃棄物払出査察」が追記されている。これらが意味するのは、閉鎖(廃止措置中)の段階での「EE 撤去等」に伴って核物質を含む廃棄物が発生し、その廃棄物の在庫変動に対する査察及び在庫変動に対する ICR が生じたものと伺える。

例えば再処理の廃止措置作業には工程洗浄、系統除染、機器解体撤去のステップがあり[6]、上記 2.1.1 に示したようにバルク施設には工程に除去が困難な HU が存在する場合があるとしているため、これら工程洗浄、系統除染、EE を含めた機器解体撤去に伴い核物質を含む液体や固体(EE を含む)の廃棄物が発生する場合、その廃棄物は計量や査察の実施対象となる。また、そのような廃棄物が従来の施設運転等で発生したものと同様な大きさ(固体の場合)、核物質の量、放射エネルギーであれば従来の計量や査察の手法が使えようが、そうでない場合は、核物質の測定装置を含め、新たな計量や査察の手法の開発が必要になる。

対応策として、洗浄や設備撤去等の作業において除去が困難な HU が存在する可能性を事業者は事前に予測し、予測される廃棄物の形態等

に応じた計量や査察の手法を事前に IAEA と協議・合意することが望まれよう。場合によっては、HU 測定装置の技術開発(予算措置含む)の可能性も検討する必要がある。

(2) SG 上の廃棄物の位置付と核物質なしの関係

再処理施設には測定済廃棄物(MD)及び保管廃棄物(RW)が貯蔵されている場合がある[7]。

MDは、日・IAEA保障措置協定[8]に基づきSGの適用が終了したことから、廃止措置完了施設の要件である「核物質なし」の対象にはならず、他方、当分の間回収不可能であり物質収支区域(MBA)の在庫には含まれないもののSG対象であるRW[5][8]は、SGの適用が終了したわけではないため「核物質なし」の対象になると考える。

また、AP上の廃止措置完了後のフォローの観点から、廃止措置完了施設及びMDはCA対象であるも、RWは非対象であることからRWは「核物質なし」の対象になると考えられ、当該施設からの払出が必要となろう。

対応策としては、上記2.2.1(1)のケース3の対応策に示す払出先へRWを払い出すことが合理的と考えられる。この払出の際、RWに含まれる核物質の計量や査察が必要になるが、課題や対応策は上記2.2.2(1)を参照されたい。

2.2.3 閉鎖(廃止措置中)から廃止措置完了への移行における想定課題及び対応策等

(1) 在庫なしと MUF の関係

上記2.2.1及び2.2.2の課題が解決すれば在庫なしとして、表1の閉鎖(廃止措置中)の段階において最後のPIT(実在庫調査)及びPIV(実在庫検認)が行われMUF(在庫差)評価を行うこととなろうが、HUを踏まえた場合、MUF評価の結果に影響を与える可能性も考えられる。

対応策として、事業者はその可能性を事前に想定し、MUF評価のあり方について事前にIAEAと協議・合意することが望まれよう。

(2) EE の特定等

表1の閉鎖(廃止措置中)の段階からEEの撤去又は使用し得ない状態化(EE撤去等)のIAEAへの情報提供とともにEE撤去等が開始される。

米国ブルックヘブン国立研究所は、これに先駆け、EEを特定するための評価が必要とされ、その評価を行う上での考慮点として以下の事項を含むものとして提案している[4]。

① 施設機能に不可欠な設備、システム又は構造

② 商業的入手性

③ 再設置や修理の複雑性

④ 再設置や修理の所要時間

⑤ 再設置や修理の可能性探知

上記事項を踏まえたEE特定の手順は、①を基本要件としてEE候補を抽出し、②から⑤を指標として再設置や修理の困難性を評価し、困難性の高いものをEEとして特定すると考えられる。

上記2.1に示す廃止措置完了施設の定義からEEは「核物質の取扱い、処理又は利用を可能とする設備等」とあるため、上記①の基本要件の例として、ベッセル、シリンダー等の貯蔵・取扱い設備等、使用済燃料のせん断・溶解及びUF₆の遠心分離・高周波インバータ、真空ポンプ等の利用・処理の設備等が考えられる。

他方、EE撤去等作業の効率化を考えた場合、電源や水等のインフラ設備をEEとし、施設を機能不全にできるとも考えられるが、上記②から④の考慮点を踏まえると、インフラ設備のみではEEとは言い難いであろう。

また、別の観点として、上記②から⑤は、SG適用国の技術力に依存すると考えられ、国レベルのSG概念(SLC)の要素の一つである「国特有の要素」のうち、「国の核燃料サイクル及び関連技術能力」[9]がEE特定上の指標と言えるかもしれない。しかし、IAEAによりSG上の廃止措置完了施設と見なされた場合は当該国のSG対象リストから同施設が削除されるも[4]、APに従ってIAEAへ報告する活動や設備・資材の輸出入、それら申告場所へのCAや廃止措置完了施設へのCAを通じて上記②(設備等の入手)や⑤(再設置等)を検認する権利を有するため[3]、EE特定上、SLCの上記要素の影響はないと考えられる。

(3) EE 撤去等の方法

EEの撤去又は使用し得ない状態化(EE撤去等)の具体的方法として、上記2.2.3(2)③及び④、また、核不拡散上の機微情報の他国への流出防止の観点を考慮すると、粉碎、熔融等の再設置や修理が不可能な状態にすることが考えられる。ただし、このような方法は保安上の設備等解体の方法と合致しない可能性があり、当初予定した方法ではIAEAが承認しない場合、新たな解体装置の確保(予算を含む)やその方法の安全評価が必要になることがあり得る。

対応策として、EE 撤去等の方法を事前に IAEA と協議・合意することが望まれよう。

(4) EE撤去等の検認

EE撤去等に対する検認は表1の閉鎖(廃止措置中)の段階のSG手法からDIVとCAが考えられる。EEの識別やEE解体等作業の目視や遠隔監視(RM)を利用しての封じ込め監視(C/S)を通じた検認、場合によっては汚染区域での検認も想定される。また、短時間通告検認の場合、EE撤去等の作業日程の急遽変更により査察官が直接アクセスしての検認ができないケースも考えられる。

対応策として、EE 撤去等の場所や放射線状況等の情報提供や、C/SのRM化による作業日程の急遽変更の影響の最少化等のルール作成等、事前に IAEA と協議・合意することが望まれよう。

(5) EEや撤去等方法の変更に係る許認可申請

法令に基づき事業者は廃止措置計画を定め、国の認可を受け、変更がある場合も原則、認可が必要である。また、同計画には解体撤去対象の設備名称やその方法(工具種類を含む)の記述があり[10]、IAEA から EE や撤去等方法の変更要請がある場合、変更認可申請の可能性があり、廃止措置の進捗に影響を及ぼす可能性がある。

対応策として、解体撤去対象の設備名称や解体撤去の方法の認可を受ける前に、EE や撤去等の方法について IAEA と協議・合意することが望まれよう。

3. 事業者における注意点

3.1 IAEA への情報提供及び事前の協議・合意

原子力施設の SG 上の廃止措置に係る具体的内容の公開情報が少ないこと並びに保安(Safety)及びSGの両方、つまり2Sの要件が合致しない場合もあり得るため、何が懸案になるのか不明瞭な状態とも考えられる。このため、2Sの不調和による廃止措置作業遅延等の影響を最少化するため、SGの観点からは各段階へ移行する十分前に、以下の情報提供及びIAEAとの協議・合意が重要と考えられる。

- (1) 廃止措置のスケジュールと内容、特に実際の作業内容(工程洗浄、系統除染、核物質の集約、解体方法等)及びその変更情報
- (2) 上記(1)の情報を基に EE 及びその撤去等の方法並びにその検認方法、段階毎のDIQやFA等の改訂についてのIAEAとの協議・合意

3.2 SG 関係業務

廃止措置に伴い SG 関係業務の増加や従来対応したことの無い以下の業務が発生する可能性がある。

- (1) 物質収支区域(MBA)内外移動に伴う計量管理及び検認の増加
- (2) DIQ改訂に伴うDIE・DIVやFA等改訂増加
- (3) 除染設備等の計量管理及び検認の発生
- (4) EE撤去等の検認の発生

4.まとめ

廃止措置完了施設の要件及び廃止措置に向けた各段階における課題・対応策等の調査結果と考察を交えて上述した。廃止措置の保安及びSGの作業を安全かつ円滑に進めるためには、SGの要件や課題対応に係る事業者からIAEAへの情報発信等が重要になるとともに、IAEAの効率的・効率的な検認にも影響するであろうことから、早い段階からの事業者とIAEAの間の十分なコミュニケーションが重要と言えよう。

引用・参考文献

- [1] STATUS OF THE DECOMMISSIONING OF NUCLEAR FACILITIES AROUND THE WORLD, IAEA, 2004, STI/PUB/1201
- [2] 原子力施設週報(6/26~7/2), IAEA HP
- [3] 日・IAEA保障措置協定の追加議定書(INFCIRC/255/Add.1)
- [4] Enhancing Efficiency of Safeguards at Facilities that are Shutdown or Closed-Down, including Those being Decommissioned, BNL, 2016
- [5] IAEA, "IAEA SAFEGUARDS GLOSSARY 2001 Edition", INTERNATIONAL NUCLEAR VERIFICATION SERIES No.3, June 2002
- [6] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所 再処理施設に係る廃止措置計画認可申請書の一部補正について,平成30年2月28日
- [7] Lessons Learned in International Safeguards – Implementation of Safeguards at the Rokkasho Reprocessing Plant, ORNL/TM-2010/23, ORNL, December 2009
- [8] 日・IAEA保障措置協定(INFCIRC/255)
- [9] IAEA, "Supplementary Document to the Report on The Conceptualization and Development of Safeguards Implementation at the State Level (GOV/2013/38)", GOV/2014/41, 13 August 2014
- [10] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 人形峠環境技術センター 加工の事業に係る廃止措置計画認可申請書,平成30年9月28日

核物質を含む放射性廃棄物処理での合理的保障措置に関する調査・検討

Study of rational safeguards for the treatment of radioactive waste containing nuclear materials

*中谷 隆良, 清水 亮, 田崎 真樹子, 木村 隆志, 玉井 広史, 須田 一則
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

*Takayoshi Nakatani, Shimizu ryo, Tazaki Makiko, Takashi Kimura, Hiroshi Tamai, Kazunori Suda
Japan Atomic Energy Agency

Currently, JAEA is in the advancing of decommissioning own nuclear facilities, and some facilities have been handling nuclear materials. In decommissioning, it is necessary to consider rational methods while keeping nuclear non-proliferation and transparency, including treatment of radioactive waste generated from these facilities and methods for terminating safeguards.

In this study, we considered the above issues regarding waste treatment with reference to the guidance of Safeguards by Design (SBD) published by the International Atomic Energy Agency (IAEA).

1. 緒言

国際原子力機関(IAEA)では、保障措置が適用される原子力施設に対する Safeguards by Design(SBD: 設計段階からの保障措置の取入れ)の文書をガイダンスとして作成している。SBD とは、例えば参考文献の序文[1]によると以下のとおり目的が整理されている。

- (i) 保障措置要件が施設の円滑な建設と運用を過度に妨害することを防ぐこと。
- (ii) 保障措置に対応するために、費用と時間のかかる設備の改造または再設計を回避する。
- (ii) 設計変更から生じる可能性のある許認可に関連するリスクを最小限に抑える。
- (iv) 事業者、国、及び IAEA の利益のために保障措置の実施を効率化する。
- (v) 効果的な保障措置の実施を確保する。

つまり、対象原子力施設の早期の設計プロセスから、査察機器・計量管理の手法・技術を取り入れ、保障措置のみならず、安全、及びセキュリティの最適化も踏まえた設計検討を勧める考え方であり、現在、基本原則を含め、施設種別ごと全7文書を作成し、Nuclear Energy Series 文書として IAEA の Web サイト上で公開している。

本報告は、現在、原子力機構(JAEA)では新規の核物質を含む放射性廃棄物の処理施設の建設を計画しているところであり、これに関し、保障措置を検討するにあたり、今般進められている JAEA の廃止措置を踏まえ SBD の議論を参考に、円滑な導入・対応の必要性、またこの際の留意すべき項目について抽出・整理を実施した。

2. 放射性廃棄物処理対策の現状と課題

2-1. JAEA における廃棄物対策

JAEA では、保有する原子力施設を対象に安全強化・廃止措置の着実な実施のため、2018年にバックエンドロードマップ[2]を策定している。計画上の課題の一つに、放射性廃棄物の特徴に応じた、適切な処理による減容化・安定化があり、これに必要な新規の廃棄物処理施設の整備が計画されており、この新たな施設へは、合理的な保障措置の実施の観点から SBD の導入が期待されている。

2-2. IAEA の査察活動の予算推移と今後の課題

IAEA における査察活動等に係る予算 (MP4:Nuclear Verification) はここ数年、約120,000,000~140,000,000 ユーロ[3]と微増の状況にある。一方で、近年の世界の原子炉の営業運転状況[4]からは、営業運転開始・建設開始が、運転終了を上回っており、このような流れの中で、査察に関する負荷の増大を緩和する方策、SBD で示されている「保障措置の実施を効率化」検討は、IAEA の保障措置活動維持に不可欠と考える。

3. 廃棄物処理に関する SBD ガイダンスの議論

核物質を含む放射性廃棄物は、今後整備が進められる廃棄物処理施設にて減容・固化がなされるが、将来の保障措置活動の負荷を低減するとともに、施設の操業への影響を低減する仕組みを構築することが重要となる。この概念をガイダンスとして文書化したものが、IAEA が発行する「Safeguards by design guidance」であり、今般、近い将来に課題となる放射性廃棄物管理 (Radioactive Waste Management) のガイダンス整

備に関する専門家会合[5]が開催されたところである。

本会合は、低レベル放射性廃棄物処理を対象としたもので、廃棄物処理施設に対する SBD の適用手法の検討に加え、核物質を含む廃棄物の廃棄体化に関し、検討課題として保障措置を終了するための要件及び手法について議論が行われている。これは核物質を含む廃棄物に関する査察活動の合理化、そして、将来的には原子力事業者の廃棄物管理における経費等の負担低減に繋げることを目標としたものであり、新設廃棄物処理施設の設計にあたってはその要件を満足できるような廃棄体にすることが望ましいと考える。

これまでの会合では参加国からの提供情報等を踏まえ、検討に必要となる基礎情報整理として、「廃棄物の類分化」と「廃棄物発生源の階層化」が進められたところである。また、ガイダンスの利用者に対して具体例を提示するため、保障措置終了の条件（処理形態）についても議論が行われた。このような整理は、2016 年の保障措置終了要件に関する検討[6]も踏まえたものと考えられる。

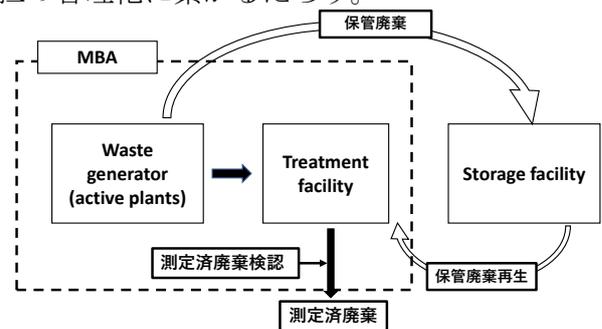
4. SBD を踏まえた放射性廃棄物処理

4-1. 廃棄物処理施設に関する廃棄物の流れと査察

保障措置を考慮した核物質を含む廃棄物処理に関する運用に関しては、図 1 に示す構成が考えられる。廃棄物処理施設が既に整備されている場合、通常、廃棄物発生施設から直接、廃棄物処理施設に移送され、所定の固化等の処理を経て、廃棄体化される。このような処理を経て、IAEA の保障措置終了要件に合致する性状の固化処理 (Conditioning)、つまり、日・IAEA 保障措置協定第 11 条の「核物質が保障措置の観点から関係があるいかなる原子力活動にも使用することができないような態様で希釈されたこと又は核物質が実際上回収不可能となったこと」として、廃棄体中の核物質測定等の検認を受けることにより廃棄体は測定済廃棄物として保障措置の適用から外れる(保障措置の終了: Termination)ことになり、保障措置上の管理が求められる保管廃棄物とするよりも以後の保障措置上の管理負担の低減に繋がるものと考え [7]。

ただし、追加議定書の情報提供として、第 2 条 a の(viii) 「保障措置協定第 11 条に従って保障措置の適用が終了したプルトニウム、高濃縮ウラン若しくはウラン 233 を含む中レベル放射性廃棄

物若しくは高レベル放射性廃棄物の所在箇所又はこれらの廃棄物に対して新たに行う処理に関する情報。」があり、前述の下線箇所のおり Pu が含まれる高レベル放射性廃棄物(例、ガラス固化体)であって測定済廃棄物として SG 終了となったものに対し、その所在箇所に関する情報の提供が必要になる。また、同議定書の第 5 条 a.(ii)に、日本国政府が機関に対しアクセスを認める場所として、「第 2 条 a の(v)から(viii)までに従って日本国政府が申告した場所」とされていることから、保障措置が終了した廃棄物であっても、核物質のレベルによっては、その貯蔵施設や埋設施設は、補完的なアクセスの対象とはなろう。このような手続きを概念設計段階から IAEA と事業者間で協議し、施設設計・運用に反映することで、操業以後の設備改修等の回避が見込まれ、双方の作業負担の合理化に繋がるだろう。



注) 処理施設は、独立したMBAを構成することも想定される

図 1 廃棄物処理における廃棄物の流れの概念

ここでの保障措置終了(測定済廃棄)の要件(形態・核物質濃度)は、既往文献[8]で示されている。新規の廃棄物処理施設の設計にあたってはこのような要件を満足できるような廃棄体にする必要があると、これを IAEA が検認できるように、施設設計・機器配置・運転手法が考慮されたプロセス設計を進めることが望ましい。

一方、廃棄物処理施設がない場合、核物質取扱施設の操業に際し、既に発生した廃棄物は保管廃棄物(使用済燃料溶解液から核燃料物質を回収する過程で発生する高放射性廃液や低放射性廃液等に含まれるプルトニウムなど、当面回収できない形態と認められる核燃料物質を保管する場合に、帳簿上の在庫から除外された量)として貯槽又は容器に封入され廃棄物貯蔵施設に置かれている。この場合、物質収支区域(MBA)が設定される処理施設への移送の際、保管廃棄物再生(固化処理等の再調整のため、保管廃棄された核

燃料物質のうち、再び帳簿上の在庫に戻された量)の検認を受けた後、処理工程にて「實際上回収不可能」となった形態、核物質濃度とする固化処理等により測定済廃棄(測定され又は測定に基づいて推定され、かつ、その後の原子力利用に適さないような態様(ガラス固化体等[9])で廃棄された量)の検認がなされると考える。

これら多様な廃棄物の流れを想定し、求められる保障措置の手順を踏まえ、今後整備を進めるべき低レベル放射性廃棄物処理施設では、SBDの目的を踏まえた要点を早期に整理することが望まれる。

4-2. SBD 導入における考慮事項

すべてのガイダンスで共通して言及されていることであるが、概念設計段階からのIAEAと施設者との間で密接な情報共有・議論を実施することである。また、廃棄物処理施設設計にあたっては、図1を例にした場合、計量管理上の流れの検認として、処理施設受入時の核物質量の検認に始まるが、これらの活動に関し、事業者はIAEAと協議しつつ、両者の設備・業務との干渉を回避するため、施設内在庫の適正管理として受入後の廃棄物(液体又は固体廃棄物)の運転情報管理、保障措置終了要件を満たす廃棄体に対する測定済廃棄検認に必要な査察機器・インフラの整備が重要となる。この際、機器設置時の作業負担の軽減、運転時の施設者との動線との離隔確保(必要に応じ、保障措置機器類設置区域や機器系統の物理的離隔)、将来の設備拡張に備えた対応、予備系統等冗長性等の考慮が必要と考えられる。さらに、IAEAが設置を要求する設備の規格(例えばケーブル曲げ半径等の特性)等を共有するための密接な継続的協議が必要であると考えられる。

4-3. 更なる合理化に向けた方向性

「4-1.」では、保管廃棄物に関し、廃棄物発生～処理～測定済廃棄の保障措置手法を例として、円滑な施設操業と査察活動を両立させるため、概念設計段階からの早期の協議の重要性等について概説したが、例えば、より合理的な手法として、廃棄物貯蔵施設にあり、焼却等減容・固化・容器封入を前提としている未処理の固体廃棄物(保管廃棄物)を固化処理前(例えば既往文献での研究例[10])に、直接測定済廃棄検認する手法を選択することも方策の一つであろう。

ただし、処理前(生廃棄物)では、核物質濃度

が低く、如何にして定量するか、また、要求通りの処理・管理がなされているか(転用がないかの監視技術・手法)等の処理工程の保証が技術的な課題と言える。

この際、日・IAEA保障措置協定第11条の「核物質が保障措置の観点から関係があるいかなる原子力活動にも使用することができないような態様で希釈されたこと又は核物質が實際上回収不可能となったこと」との関係为解决するためにも、早期の協議が重要である。

5. 結言

IAEAにおいては、役割を終えた原子力施設は早期の廃止措置を目指す状況にあり、廃棄物の発生が見込まれる。またその多くは保障措置が適用されていることが想定され、核物質を含む廃棄物処理において効率的かつ適切な保障措置対応が求められる。このため、放射性廃棄物管理のSBDガイダンス整備に関する専門家会合の議論やこれを踏まえ整備されるガイダンスは、既存の廃棄物処理施設も含め、今後整備が計画されている新規廃棄物処理施設等に対する日・IAEA保障措置協定に基づく査察活動の最適化・効率化、そして国際的な核不拡散・透明性の向上にも寄与することが期待される。

引用・参考文献

- [1] Publication 1866, International Safeguards in the Design of Facilities for Reprocessing Plants, IAEA Nuclear Energy Series No.NT-F-3.2, 2019
- [2] バックエンドロードマップ, 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 2018年12月26日, URL: https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/backend_roadmap/s02.pdf
- [3] 2013,CG58/5,p.23、2014,CG59/3,p.7、2015,CG60/3,p.24、2016,CG61/2,p.24、2017,CG/62,p.32、2018,CG63/6,p.8、2019,CG/64/4、p.32
- [4] 世界の最近の原子力発電所の運転・建設・廃止動向, (一社)日本原子力産業協会, URL: https://www.jaif.or.jp/cms_admin/wp-content/uploads/2021/05/worldnuclear20210518.pdf
- [5] 廃棄物管理に関する Safeguards by Design ガイダンス作成コンサルタント会合参加報告, 中谷隆良, ISCN ニューズレター No.0294. 2021年6月, p.23-p.26 頁

-
- [6]Karen Hogue, et al, Algorithm for Establishing Safeguards Termination Concentration Limits, URL:
<https://www.osti.gov/servlets/purl/1464619>
- [7]CONSULTANTS' REPORT ON MEISTING FOR DEVELOPMENT OF TECHNICAL CRITERIA. FOR TERHINATION OF SAFEGUARDS FOR WATERIAL CATEGORIZED AS MEASURED DISCARDS., STR-251(Rev.2), Department of Safeguards, IAEA, 1990, URL :
<https://www.osti.gov/etdeweb/servlets/purl/21443723>
- [8]返還高レベル放射性廃棄物ガラス固化体管理施設と保障措置, 小山ら,核物質管理学会日本支部年次大会論文集,1944,p.202-p.208 頁
- [9]ガラス固化体非破壊測定装置の開発, 中谷ら, サイクル機構技報 No. 11, 2006.6, p65 -p.73 頁
- [10]ウラン廃棄物を封入したドラム缶中のウラン量を定量する非破壊測定装置の実用化に成功-保障措置用として査察(検認)活動へ運用開始-, JAEA プレスリリース, URL :
<https://www.jaea.go.jp/02/press2016/p16062402/>

非核化達成のための要因分析に関する研究

(10) 研究の取りまとめ：非核化対象国毎の非核化要因分析と分析から得られた教訓

Research on factor analysis for achieving denuclearization

(10) Summary of research: Analysis of denuclearization factors of target countries and lessons learned from the analysis

*田崎 真樹子¹, 清水 亮¹, 木村 隆志¹, 中谷 隆良¹, 玉井 広史¹, 須田 一則¹

¹ 日本原子力研究開発機構

*Makiko TAZAKI¹, Ryo SHIMIZU¹, Takashi KIMURA¹, Takayoshi NAKATANI¹, Hiroshi TAMAI¹, Kazunori SUDA¹

¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

For the purpose of finding out effective and efficient denuclearization methods, "Research on factor analysis for achieving denuclearization" was initiated in 2018. Nuclear development and denuclearization efforts of 8 countries, namely South Africa, Iraq, Libya, Ukraine, Kazakhstan, Belarus, DPRK and Iran, were examined and their results were presented in the 40th and 41st INMM Japan Chapter's Annual Meetings. As a summary of the research, this paper briefly reviews characteristics of denuclearization of above 8 countries and explains 8 denuclearization factors which are necessary to consider for achieving denuclearization. Then it describes analysis of various situations related to denuclearization of above 8 countries from 8 denuclearization factors, together with lessons learned which derived from such analysis. Such analysis and lessons learned are expected to contribute in achieving successful denuclearization in the future.

1. 緒言

将来的に予想される非核化を効果的、効率的かつ成功裏に導く方策を探るため、2018年度から「非核化のための要因分析に関する研究」を開始した。まず非核化事例調査対象国として、非核化を達成した国(南アフリカ、イラク、リビア)、核兵器を継承したがその後保有を断念した国(ウクライナ、カザフスタン、ベラルーシ(以下、「旧ソ連3か国」と略)、及び現在非核化等が追及されている国(北朝鮮及びイラン)、の計8か国を選び、これらの国の核開発や非核化の経緯及び内容等を調査し、2019及び2020年度の日本核物質管理学会年次大会で発表した^[1]。今次、同研究の取りまとめとして、(1)各国毎の非核化の特徴^{[1],[2]}を概観し(第2章)、(2)非核化を達成するために考慮する必要のある8つの非核化要因を抽出すると共に、8か国の非核化を8つの非核化要因毎に分析した(第3章)。そして最後に(1)及び(2)を基に、非核化を成功裏に導くための教訓を8つの非核化要因毎に考察した(第4章)。これらの結果は、将来的に想定される非核化を成功裏に導く方法を考察する上での一助となることが期待される。

2. 8か国の非核化の特徴

非核化事例対象国計8か国の核開発及び非核化の経緯や内容等については、2019及び2020年度の日本核物質管理学会年次大会に提出した論文を参照されたい^[1]。以下では、8か国の非核化の経緯及び特徴等を概観する。

2-1. 南アフリカ(南ア)

南アは、自国のアパルトヘイト政策の廃止と新政権への移行を見据え、自ら開発・製造した6発

の核爆発装置や高濃縮ウラン(HEU)製造施設等の廃棄を自ら決断・実施した。廃棄後は、核兵器不拡散条約(NPT)に加入し、国際原子力機関(IAEA)と包括的保障措置協定(CSA)を締結して検証を積極的に受入れた^{1}。一方で第三者による検証が、核爆発装置等の廃棄と並行して実施されれば、申告の完全性と正確性に対するより確実かつ効率的な検証に繋がったのではないかと思われる^{[1](2)}。

2-2. イラク

イラクは、湾岸戦争に敗北し、国連安保理決議(UNSCR)第687号に基づく大量破壊兵器(WMD)の廃棄を受け入れた。この点イラクの非核化は「受け入れざるを得なかった非核化」である。イラクの核活動に対する検証は、IAEAが、UNSCR687号で新たに設立された国連大量破壊兵器廃棄特別委員会(UNSCOM)の支援と協力を得て、現地査察(環境サンプリングを含む)等により実施し、その結果IAEAは1997年に、湾岸戦争以前のイラクの核開発に係り「技術的に整合性のある全体像」が見えてきた旨を安保理に報告した^{[1](4)}。

2-3. リビア

秘密裏にWMD開発を進めていたリビアのカダフィ大佐は、核開発の資機材の輸送船拿捕により核開発計画の証拠を突きつけられ、またリビア自身の核開発能力が殆ど皆無だったこと及びイラク戦争の勃発もあり、制裁の解除と引き換えにWMD計画の廃棄を決断した。米英が連携して主導したリビアからの主要なウラン濃縮関連機器等の国外搬出は、廃棄の決断から僅か4カ月で完了すると共に、リビアは検証作業を行うIAEAに積極的に協力した。このような短期かつ効果的かつ効率

的に進んだ非核化は「リビアモデル」と称されるが、一方でその後の内戦でカダフィ体制が崩壊したことから、独裁者であるカダフィ大佐が非核化を決断しなければ自身の体制を維持できたのではないか、との非核化に対する負のメッセージを与える可能性も懸念される^{[1](3)}。

2-4. 旧ソ連3か国

ソ連崩壊により意図せず核兵器を継承したが、ブダペスト覚書による核兵器国による安全保障の付与や経済・エネルギー支援と引き換えに、核兵器の露国への搬出等を受け入れた。3か国の非核化は第一次戦略兵器削減条約(START-I)下で実施され、検証も米露が実施した。一方で2014年の露国によるクリミア併合は、ブダペスト覚書違反であり、非核化に対するインセンティブを削ぐものとなりかねないことが懸念されている^{[1](6)}。3か国の非核化に関し、米国はナン・ルーガー法を制定し搬出費用の負担のみならず、科学者の雇用支援・確保等も含む幅広い支援を実施した^{[1](7)}。

2-5. 北朝鮮

これまで米朝枠組み合意や、米中韓日露との六者会合における非核化の合意がなされてきたが、同国に対する国際制裁が必ずしも功を奏していないことも相まって、いずれも北朝鮮の非核化に結び付いておらず、同国はこれまで6回の核実験を実施した。この点からは、実効性が担保できる抜け穴の無い国際制裁を活用しつつ、またこれまでのように一時的、あるいは部分的な非核化を繰り返しては戻ってしまう状況を繰り返さないよう、後戻りのない着実かつ確実な非核化とその検証方法を追求していく必要がある^{[1](9)}。

2-6. イラン

イランの非核化に係る包括的共同作業計画(JCPOA)は、イランの非核化のロードマップを提示し、同国が原子力平和利用を維持しつつ、ブレークアウトタイムを1年以上に維持するため、濃縮ウランの備蓄量やウラン濃縮及び再処理活動等に制限を課すと共に、イランによるJCPOAの順守状況に応じて制裁が解除される等の方式を採用した熟考・配慮された合意である^{[1](5)}。ただしイランは米国のJCPOAからの離脱を契機にJCPOAの制限を超える活動を実施しており、新大統領の下での今後の動向が懸念されている。

3. 8つの非核化要因の抽出

8か国の非核化の経緯、内容及び特徴を基に、非核化を達成するために考慮する必要のある8つの非核化要因を抽出した。それらは、表1の左a.

～h.のとおりであり、併せて表1に、各々の非核化要因の詳細項目と該当する対象国を記載した。

また表2に、8か国の非核化を8つの非核化要因毎に分析した結果を記載した。

表1 8つの非核化要因及びその詳細等

非核化要因	詳細	該当する国名*	
a. 核開発(核兵器の継承)の動機	安全保障上の懸念	①, ④, ⑤, ⑥	
	地域情勢の悪化、隣国との対立	①, ⑤, ⑥	
	国際社会からの孤立	①, ③, ⑤	
	敵対国のWMD保有への対抗	②, ③, ⑥	
	地域の覇権確立	②, ③	
	国家の威信	④, ⑤, ⑥	
	国内支配体制の維持・強化	②, ③, ⑤	
外交上の切り札	④, ⑤, ⑥		
b. 核開発の進捗度	核兵器、核爆発装置	自主開発 継承 ①, ⑤	
	HEU	生産施設	①, ⑤, ⑥
		R&D施設のみ	②
		機器等のみ	③
	Pu	再処理施設	⑤
c. 非核化決断時の内外情勢	国外	冷戦緩和・終結、ソ連崩壊	①, ④, ⑤
		地域情勢の改善	①
		戦争・武力行使	②
		イラク戦争・フェイ体制崩壊	③, ⑤, ⑥
	国内	政治体制の変化、為政者の交代	①, ⑥
		政治・経済の疲弊	③, ⑤, ⑥
米英との対話ルートの存在	③		
d. 非核化の対価(インセンティブ)	安全保障の提供	④, ⑤	
	国際社会への復帰	①, ③	
	制裁の解除	①, ③, ⑤, ⑥	
	原子力平和利用の継続	⑥	
	経済・エネルギー支援等	④, ⑤	
e. 制裁の効果	有	③, ⑥	
	上記に比しそれほど無	①, ②, ⑤	
f. 非核化の国際的枠組み	無	①	
	国連(安保理決議に基づく)	②	
	多国間枠組み	③, ⑤, ⑥	
	米露の軍縮枠組み(START-I)	④	
g. 非核化の方法	明確化ロードマップの存在	⑥	
	核兵器	国外搬出	④
	核爆発装置	解体・廃棄	①
	核兵器利用可能核物質	搬出	②, ③, ④
		保有	①, ④
	上記に係る施設、機器、構成物	廃棄、破壊	①, ②
		能力制限	⑥
		凍結/無能力化	⑤
国外搬出	②, ③		
核関連技術の拡散防止	核科学者の雇用確保等	④	
h. 非核化の検証方法、検証者	検証方法	CSAを基本	①, ⑤
		CSA・追加議定書**	②, ③, ⑥
		START-Iに基づく	④
	検証者	IAEA(核兵器の専門家や支援等を含む)	①, ②, ③, ⑤,
		米露	⑥

*上記の国名は、①:南ア、②:イラク、③:リビア、④:旧ソ連3か国(ウクライナ、カザフスタン、ベラルーシ)、⑤:北朝鮮、⑥:イラン
**追加議定書(AP)とはほぼ同様、あるいはAPの暫定的適用を含む

表 2 8つの非核化対象国の8つの非核化要因による分析

	南ア	イラク	リビア	旧ソ連3か国	北朝鮮	イラン
a. 核開発(核兵器の継承)の動機	<ul style="list-style-type: none"> 地域情勢の悪化、隣国との対立、安全保障上の懸念 国際社会からの孤立 	<ul style="list-style-type: none"> 敵対国の WMD 保有への対抗 地域の覇権確立 国内支配体制の維持、強化 	<ul style="list-style-type: none"> 敵対国の WMD 保有への対抗 地域の覇権確立 国際社会からの孤立 国内支配体制の維持、強化 	<ul style="list-style-type: none"> 安全保障上の懸念 国家の威信(ウクライナの露国へのライバル意識) 外交上の切り札 	<ul style="list-style-type: none"> 隣国との対立、安全保障上の懸念 国際社会からの孤立 国家の威信、国内支配体制の維持、強化 外交上の切り札 	<ul style="list-style-type: none"> 隣国との対立、安全保障上の懸念 敵対国の WMD 保有への対抗 国家の威信 外交上の切り札
b. 核開発の進捗度	<ul style="list-style-type: none"> 6発の核爆発装置及び HEU を保有 ボルテックスチューブ法によるウラン濃縮、HEU 及び生産施設を保有。自主開発 	<ul style="list-style-type: none"> 電磁法を始め、種々のウラン濃縮法の研究開発を実施。ただし濃縮度平均4%の0.5kg以下の濃縮ウランと、5gのPuを抽出したのみ 	<ul style="list-style-type: none"> パキスタンから遠心分離機等を調達。ただしそれらを使いこなせる科学者・技術者や関連インフラが存在せず、ほぼそのまま放置 	<ul style="list-style-type: none"> 冷戦終結及びソ連崩壊に伴い、旧ソ連から核兵器を継承。ただし自身での核兵器製造、管理及び使用の能力は無 	<ul style="list-style-type: none"> 核弾頭、HEU 及び Pu を保有 上記の製造施設を保有 主に自主開発 	<ul style="list-style-type: none"> パキスタンから遠心分離機等を調達 ウラン濃縮施設、重水炉を保有 HEU の製造能力有り
c. 非核化決断時の内外情勢	<ul style="list-style-type: none"> 地域情勢の改善、冷戦緩和・終結 為政者の交代 	<ul style="list-style-type: none"> (湾岸戦争に敗北) 	<ul style="list-style-type: none"> 制裁による社会・経済の疲弊 イラク戦争/体制崩壊 リビアのテロ賠償解決に係る米英との対話チャンネルの存在 	<ul style="list-style-type: none"> 冷戦終結とソ連崩壊 米露との対話チャンネルの存在 	<ul style="list-style-type: none"> 冷戦終結とソ連崩壊(支援停止、飢饉発生) 経済の疲弊 イラク戦争/体制崩壊 	<ul style="list-style-type: none"> 為政者の交代 制裁による社会・経済の疲弊 イラク戦争/体制崩壊
d. 非核化の対価(インセンティブ)	<ul style="list-style-type: none"> 国際社会への復帰 制裁(アパルトヘイト政策に起因する制裁)の解除 	(該当せず)	<ul style="list-style-type: none"> 制裁解除 国際社会への復帰、イスラム過激派との闘いに対する米英との協力 	<ul style="list-style-type: none"> 安全保障/拡大抑止の提供 経済協力、エネルギー支援、債務棒引き 	<ul style="list-style-type: none"> 安全保障の提供 制裁解除 経済協力、エネルギー支援 	<ul style="list-style-type: none"> 制裁解除 原子力平和利用の継続
e. 制裁の効果	<ul style="list-style-type: none"> 南アは希少鉱物の産出・輸出国であり、リビアやイランほどは経済的打撃を受けず 	<ul style="list-style-type: none"> 石油食料交換プログラム(OFF プログラム)の実施により、制裁は必ずしも功を奏せず 	<ul style="list-style-type: none"> 有。リビア経済は外貨収入に依存しており、制裁はリビア経済に打撃を与えた 	(該当せず)	<ul style="list-style-type: none"> 抜け穴有。 効果有(六者会合中断後の2016年の第4回核実験以降の国連による経済制裁の強化) 	<ul style="list-style-type: none"> 有。特に米国によるイラン中央銀行と金融取引を実施した外国金融機関への銀行間決済停止は効果的
f. 非核化の国際的枠組み	<ul style="list-style-type: none"> 無(自ら廃棄) 	<ul style="list-style-type: none"> 国連安保理決議(UNSCR)第687号 	<ul style="list-style-type: none"> 米英+リビア 	<ul style="list-style-type: none"> START-I(リスボン議定書) ✓ブダベスト覚書 米国ナン・ルーガー法 	<ul style="list-style-type: none"> 米朝枠組み合意: 米国と北朝鮮 六者会合: 中韓日露米と北朝鮮 	<ul style="list-style-type: none"> JCPOA: E3/EU+3 とイラン
g. 非核化の方法	<ul style="list-style-type: none"> 核爆発装置及びその製造施設、HEU 製造施設: 自ら廃棄 LEU 製造施設、HEU 及び LEU: 維持 	<ul style="list-style-type: none"> ウラン濃縮及び核兵器関連研究開発施設: 湾岸戦争で破壊 戦争後に発見された核物質、設備、関連機器等: 廃棄、国外搬出 	<ul style="list-style-type: none"> 核物質やウラン濃縮関連資機材等: 国外搬出 	<ul style="list-style-type: none"> 核弾頭、ミサイル、HEU: 国外搬出 ✓ただし、カザフスタン、ベラルーシは一部の HEU を維持 核科学者等の雇用確保、計量管理・核物質防護システム構築支援 	<ul style="list-style-type: none"> 米朝枠組み合意: 核施設の凍結 六者会合; 無能力化 	<ul style="list-style-type: none"> ブレイクアウトタイムを1年以上にするため、JCPOA による保有核物質や核開発能力の制限等
h. 非核化の検証方法、検証者	<ul style="list-style-type: none"> IAEA*が CSA 及び理事会決議に基づき検証を実施 	<ul style="list-style-type: none"> UNSCOM の支援と協力を得て、IAEA*が UNSCR687 号に基づき検証を実施 	<ul style="list-style-type: none"> IAEA*が国外搬出物の封印及び確認を実施 	<ul style="list-style-type: none"> 米露(IAEA の関与は無) 	<ul style="list-style-type: none"> 米朝枠組み合意、六者会合: IAEA* 	<ul style="list-style-type: none"> IAEA*が JCPOA に基づき、追加議定書(AP)の暫定的適用を含む査察・検証を実施

*核兵器国の核兵器専門家を含む

4. 非核化を成功裏に導くための教訓

上述の1~3を基に、a.~h.の8つの非核化要因毎に将来的な非核化を効果的、効率的かつ成功裏に導く為の教訓を考察した。

まず、「a.核開発の動機(核兵器の継承)」について、主要な動機は、安全保障上の懸念、近隣国との対立や地域覇権の確立等である。この点、特に核兵器国が「d.非核化のインセンティブ」として非核化対象国に安全保障を提供し、また周辺地域や国家間の安定を図ることが核開発防止及び非核化の鍵となる。「b.核開発の進捗度」について、北朝鮮のように核開発が進捗していれば、対象国に非核化を決断・実施させることは容易ではなく、一方リビアのように核開発が初期段階であれば、短期間かつ効率的に非核化を決断・実施できる可能性がある。この点では秘密裏の核開発の早期発見が重要である。「c.非核化の決断時の内外情勢」について、例えば非核化対象国が、「e.制裁の効果」として、既に政治、経済、社会的に打撃を受けており、国際社会が「d.非核化のインセンティブ」として制裁の解除を付与できれば、対象国を非核化に導きやすくなる。このように「d.非核化のインセンティブ」が「e.制裁の効果」と関連する場合は、他国との輸出入額で世界第一位あるいは第二位の米国及び中国による経済制裁の付与または制裁を回避させる行為、及び制裁の解除といった行動は、対象国の非核化に影響を与える。「d.非核化のインセンティブ」について、最も大きなインセンティブは、上述したように核兵器国による安全保障の提供と、制裁の解除である。ただし制裁の解除方法は、イラクの非核化のように全てのWMDが廃棄されるまでは制裁が解除されないとの厳しいものではなく、JCPOAのように非核化のロードマップに沿い、イランによるJCPOAの順守状況に応じて段階的に制裁が解除されるとの漸進的な方法の方が、対象国の非核化へのインセンティブを持続できましいと考える。

「f.非核化の国際的枠組み」について、非核化には第三者による検証が不可欠であることを鑑みると、核兵器の知識を有する核兵器国を含む多国間による国際的枠組みが必要であろう。「g.非核化の方法」については、表1の「g.非核化の方法」の欄に示すように、非核化の対象に応じた廃棄等の方法があるが、いずれにせよイランのJCPOAのように関係者で合意した明確なロードマップに沿った漸次的な、またリビアのようなスピード感を伴う迅速な行動が、効果的かつ効率的な検証の

鍵となる。また北朝鮮の非核化を鑑みれば、制裁の解除やエネルギー支援といった対価を付与しつつ、段階的かつ不可逆的な非核化の方法を追求することが必要となる^{[1](9)}。「h.非核化の検証方法、検証者」について、非核化対象国が既に核兵器等を保有していれば、核不拡散の観点から検証には核兵器国の関与が必要となり、また南アやリビアの非核化のように、検証者への全面的協力が検証の鍵となる。一方で南アの非核化の反面教師として、核爆発装置や関連資機材等の廃棄と検証が同時並行的に実施されることが、申告の正確性及び完全性の検証向上につながると考えられる^{[1](2)}。さらに検証者について、基本的には、核不拡散上機微な部分以外は、既にIAEA加盟国とのCSAやAPに基づき保障措置等を実施しているIAEAが適切であろう。

5. 結言

将来的に想定される非核化を効果的、効率的かつ成功裏に導く方策を探るため、これまでの非核化事例の特徴を見出すと共に、非核化を達成するために考慮する必要のある8つの非核化要因を抽出し、8か国の非核化事例を8つの非核化要因毎に分析した。そしてそれらから、将来的に想定される非核化を実施するための教訓を、8つの非核化要因毎に考察した。今後は、本研究の結果を基に、8つの非核化要因のうち、「g.非核化の方法」及び「h.非核化の検証及び検証者」に焦点を当て、また原子力機構の有する核燃料サイクル施設に係る知見等を基に、技術的観点からその方法等について検討を実施していく予定である。

謝辞

本研究は、本稿執筆者及び共著者が、2018から2020年度に実施した政策調査研究の結果をまとめたものである。本研究の履行に際し、ご助言を頂いた全ての方々にお礼申し上げます。

引用・参考文献

- [1]非核化達成のための要因分析に関する研究、(1)南アフリカ：核開発と非核化の動機及び非核化の特徴について、(2)南アフリカ：非核化の方法及び検証について、(3)リビア非核化の経緯と成功要因、(4)イラク：非核化の特徴について、(5)イランの核問題と核合意について、以上日本核物質管理学会第40回年次大会論文集、(6)旧ソ連諸国の非核化、(7)核開発研究者の拡散防止に関する枠組みについて、(8)非核化の国際的枠組みと米国の役割、その1：イラク、リビア及びイランの非核化、(9)北朝鮮の非核化、以上日本核物質管理学会第41回年次大会論文集

- [2]「核拡散防止の比較政治」、北野充、ミネルヴァ書房

非核化達成のための要因分析に関する研究 (11) 非核化における原子力施設の無能力化の概念

Research on Factor Analysis for Achieving Denuclearization (11) Concept of the disabling nuclear facilities in denuclearization

*清水 亮、田崎 真樹子、木村 隆志、中谷 隆良、須田 一則
日本原子力研究開発機構

*Ryo SHIMIZU, Makiko TAZAKI, Takashi KIMURA, Takayoshi NAKATANI, and Kazunori SUDA
JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY

The dismantling and disposal work of nuclear facilities requires considerable time from several years to several decades depending on the facility. However, in the denuclearization work, even if the agreement is reached once, if the agreement is reversed, there is a concern that the facilities will be restored, and the denuclearization process will retrogress. Therefore, at the six-party talks that discussed the resolution of North Korea's nuclear issue, measures were taken to disable the facilities. However, it hardly achieved the expected results. Based on these points, we report the results of an analysis of effective disablement of the North Korean nuclear facilities.

1. 緒言

将来的に予想される非核化を効果的、効率的かつ成功裏に導く方策を探るため、令和元年度から「非核化のための要因分析に関する研究」を開始し、これまでに過去の非核化事例の調査を行い、本学会で報告している。今年度は、非核化の技術プロセスの検討を行っており、今回の報告では、非核化における原子力施設の無能力化を取り上げる。

原子力施設（以下施設）の解体廃棄作業では、施設の種別に応じ数年から数十年の長期間を要する。しかし、核開発を志向した国の非核化作業においては、一旦非核化に合意しても、施設の解体廃棄作業期間中に合意を翻した場合、施設が復旧され非核化が後戻りすることが懸念される。そこで、北朝鮮の核問題解決を協議した六者会合では、施設を当面停止させる無能力化の措置が取られたが、必ずしも期待された結果にはならなかった。これらの点を踏まえ、効果的な無能力化について分析した結果を報告する。

2. 北朝鮮の非核化における無能力化

施設の無能力化(disablement)という言葉が注目されたのは、北朝鮮の核問題の解決のために行われた六者会合の第六回六者会合第 2 セッションで合意された「朝鮮半島の検証可能な非核化を目指す 2005 年 9 月 19 日の共同声明の実施のための第二段階の措置（以下第二段階の措置）」で、北朝鮮寧辺核施設の無能力化について合意がな

されたことによる。

施設の無能力化は、北朝鮮の非核化の基本方針であった「完全な、検証可能な、かつ不可逆的な方法での廃棄 (complete, verifiable, and irreversible dismantlement: CVID)」における廃棄作業の、初期段階の活動の停止と封印に続く第二段階の措置として、施設の再稼働を物理的に阻止する手段として寧辺の核施設に対し適用されるものであり、「六者すべてが受入れ可能であり、科学的、安全、検証可能かつ国際基準と整合的であるという原則に沿って、首席代表により採択される」方法とすることで合意された[1]。

第二段階の措置での無能力化の方法は公式には明らかにされていないが、2008 年 2 月に元米ロリアラモス研究所所長のヘッカー氏らが訪朝した際に、無能力化の進捗状況を確認し、表 1 の措置が取られていたことを報告している[2]。

表 1 無能力化の措置と進捗状況（当時）

無能力化の措置	進捗状況
<u>5MWe 黒鉛炉</u>	
・ 照射燃料棒の取り出し	未完
・ 制御棒駆動部の撤去	未完
・ 冷却塔の破壊	完了
<u>燃料棒製造施設</u>	
・ ウラン溶解槽の撤去	完了
・ ウラン転換炉 7 基の撤去	完了
・ 真空誘導炉の撤去	完了
・ 旋盤 8 基の撤去	完了

・未照射燃料の撤去	未完
再処理施設	
・ホットセル開閉の機材の撤去	完了
・蒸気供給ラインの切断	完了
・燃料被覆の除去装置の動力装置の撤去	完了
・使用済燃料棒の搬入装置の撤去	完了

これらの措置により、ヘッカー氏は全ての施設の再稼働には6ヶ月から12ヶ月を要すると推定していた。

6者会合は2008年12月以降中断し、2009年4月にはIAEAの監視要員が国外退去させられた。北朝鮮は2009年4月14日に無能力化の措置の中断を発表し[3]、2009年4月25日には再処理開始を宣言、2009年8月に再処理を完了したことを明らかにした[4]。また、燃料棒製造施設では、無能力化措置後の設備が撤去された施設内に、北朝鮮が2000基の遠心分離機によるウラン濃縮プラントを設置したことを、2011年10月に再度訪朝したヘッカー氏が確認した[5]。

結果として再処理施設は2週間足らずで復旧され、無能力化は施設の再稼働を遅延させる当初の目的を果たすことは出来なかった。また、燃料棒製造施設の無能力化は、施設内の設備撤去を逆手に取られて、空いた施設に遠心分離機が設置され、ウラン濃縮設備の建設を進めたことになった。

北朝鮮での無能力化の措置が有効でなかった原因としては、無能力化の措置に北朝鮮の同意が必要であったことから合意を優先し、取り得た無能力化の手段が必ずしも不可逆的なものではなかったということが、特に再処理施設の早期復旧の要因であったと考えられる。また、作業が北朝鮮

により実施されたことから、北朝鮮は交渉の進捗にあわせて作業のスピードを調整し、交渉材料として利用するとともに[6]、交渉の中断時には無能力化を完了させていなかったことから、早期の復旧を可能にした。

3. 原子力施設の無能力化について

施設の解体廃棄作業(dismantlement)を行うにあたっては、施設内の核物質、放射性物質を施設外に搬出し、工程機器内の放射性物質とそれに伴う作業員の被ばくを可能な限り低減する措置を取った後に、作業に着手するのがセオリーである。

これに対し、施設の無能力化は、不可逆的に非核化を進めるために合意後速やかに施設の機能の一部を喪失させ、施設の再稼働を大きく遅延させることが目的となる。

無能力化は、対象国の情勢変化等による非核化への影響を避けるため迅速に完了させる必要が有ることから、放射性物質の移動、搬出の必要性は、安全上または緊急の課題が無い限り必ずしも必要では無い。むしろ、早期の復旧を困難にすることも考慮することから、あえて放射性物質等を残したままとすることも選択肢となり得る。

無能力化では、その方法として施設の運転上重要な機器の撤去を選択した場合、撤去作業が安全に行えるよう機器の除染等の準備を行って実施することになる。しかし、代替機器の入手が容易な機器であると、撤去時に十分に除染等が実施され作業の安全性が確保されていることから、逆に復旧作業も容易であり、必ずしも機器の重要性とその撤去の効果は比例しないことも考慮すべきである。無能力化と解体廃棄作業の主な違いを表2に示す。

表2 無能力化と解体廃棄作業の主な違い

	解体廃棄作業	無能力化
目的	施設の完全な撤去	早期の再稼働の阻止
対象	核兵器生産に必要な施設全体	核物質製造工程における重要なポイント
方法	機器は解体撤去、密封し処分場で処分 施設は解体処分	移動経路の封鎖、再稼働の物理的阻止、 重要な機器の破壊等 (安全で短期間で効果的・効率的に実施できる方法を選択)
放射性物質の取扱い等	作業前には作業時の被ばく線量を抑えるため除染作業を行う。 施設内の核物質及び放射性廃棄物は安定化処理後、安全な処分場に処分する。	施設内の核物質及び放射性廃棄物は保管管理 核兵器に転用可能な核物質は撤去
期間	数年から数十年	数週間

施設の無能力化では、対象国の全ての施設を対象にする必然性は無い。例えば、プルトニウムの生産では、再処理施設を無能力化出来れば、核燃料サイクルの上流側の原子炉施設や燃料加工施設の無能力化の必要性は薄れる。対象施設は、核兵器用核物質の再取得を遅延させる観点から選択し、資源（限られる人員、資機材）を集中させる方が有効であると考えられる。

次に、個々の施設の無能力化について考える。

再処理施設の様な、内部で様々な工程を経て製品を製造する施設では、一連の工程の1箇所でも遮断することが出来れば、工程全体を停止させることが出来る。この場合、容易に復旧できない箇所、作業安全性を確保した上で、短期に処置できるポイントを選定することが出来れば理想的である。また、後の解体廃棄時の除染等への影響も最小限に抑える配慮も必要となる。さらに、代替措置の有る可能性についても、十分検討し対策しておく必要がある。

この様に、無能力化の方法の選定に当たっては、当該技術に精通した技術者を含めて慎重に進められるべきである。

一方、ウラン濃縮施設の場合、放射線安全の観点からの作業上の制約は少ないが、ウラン濃縮に関する機微技術情報の流出防止の観点から、安易な解体撤去よりも、当該国では生産が不可能な代替の効かない生産用・制御用資機材（周波数変換器、遠心つり合い試験機、質量分析器等）の破壊等を選択肢の一つとすべきと考える。

4. 無能力化を実施する上での課題

無能力化の課題は、北朝鮮との交渉で見られた通り、相手国の同意を得られるかにある。施設の解体廃棄では無く一部の機能喪失であっても長期の運転停止は余儀なくされることから、もし、

相手国に核開発の再開の意思が残っている場合、同意が得られる可能性は低い。一方、対象国の同意が得られた場合でも、十分な協力が得られず対象国から対象施設について必要な情報開示がなされない場合も想定される。また、作業現場では凶面と異なり、障害物や汚染の存在等、想定外の障害が生じる可能性もある。さらに、交渉の過程において情勢変化の影響を避けることから、迅速に行う必要がある。

さらに、無能力化の様な重要な措置を相手国に任せるのでは無く自ら実施することは、安全上のリスクは生じるが、非核化の主導権を相手に渡さない点で重要である。したがって、未知の施設に対し、速やかにその仕様を把握し無能力化の方法を決定すると共に、現場での作業を、安全かつ確実に実施するためには、対象技術についての豊富な知識や作業経験のある技術者が非核化の作業チームに加わることが必須であると言える。

5. 結言

非核化対象国の原子力施設の無能力化は、非核化の最初の試金石となるもので、この実施は非常に重要であると考えられる。

情勢の変化の影響を避けるため、短期間で確実に実施する必要があり、未知の施設で正しい無能力化の方法を選定し安全を確保しつつ作業を実施するには、実施する側にも高い技術力を要求するものと言える。

謝辞

本研究は、令和元年から実施している政策調査研究の結果をまとめたものである。本研究に際し、ご助言・ご協力頂いた全ての方々にお礼申し上げます。

引用・参考文献

[1] 外務省、共同声明の実施のための第二段階の措置（仮訳）、

https://www.mofa.go.jp/mofaj/area/n_korea/6kaigo/6kaigo6_2kjs.html

[2] Siegfried S. Hecker, “Denuclearizing North Korea”, Bulletin of the Atomic Scientists Volume 64, 2008 - Issue 2 Pages 44-62 | Published online: 15 Sep 2015

[3] 朝日新聞, 2009/04/14, <http://www.asahi.com/special/08001/TKY200904140183.html>

[4] ロイター, 2009/11/03, <https://www.reuters.com/article/idJPJAPAN-12272820091104>

[5] Siegfried S. Hecker, “A Return Trip to North Korea’s Yongbyon Nuclear Complex ”, <https://nautilus.org/napsnet/napsnet-special-reports/a-return-trip-to-north-koreas-yongbyon-nuclear-complex/>

[6] 朝日新聞, 2008/02/07, <http://www.asahi.com/special/08001/TKY200802070087.html>

A Study of IAEA's Multiple-Criteria Decision Analysis based Approach: A Perspective of India-Japan Civil Nuclear Cooperation

Saurabh Sharma¹, Masako Ikegami¹

¹Tokyo Institute of Technology

ABSTRACT:

In this paper, IAEA's Multiple-Criteria Decision Analysis (MCDA) oriented approach is discussed, which is known as the KIND approach. The full form of the KIND is--Key Indicators for Innovative Nuclear Energy Systems. The KIND approach is based on Multi-Attribute Value Theory (MAVT). The authors have highlighted the application of the IAEA KIND approach through an exercise towards the further implementation for India-Japan Civil Nuclear Cooperation. This research has examined the multiple parameters of nuclear decision-making by applying the IAEA KIND approach towards further recommendations to nuclear decision-makers and stakeholders. The findings of the research emphasize the importance of bilateral or multilateral civilian nuclear cooperation.

1. INTRODUCTION

The objective of present research is to study the IAEA's methodology to understand the complexities of the nuclear decision-making aspects as well as ways to solve the challenges. In this direction, present research focuses on the application of IAEA's KIND approach [1, 2]. The authors have demonstrated an exercise based on the KIND approach to understand the IAEA's Multiple-Criteria Decision Analysis (MCDA) oriented KIND approach and its further implementation in India-Japan civil nuclear cooperation as one of the mechanisms to develop decision-making strategies. To identify the critical aspects of nuclear decision-making, it is vital to have a tool or method to analyze the impact of multiple major factors to design the effective nuclear energy policy for a country and bilateral or multilateral civilian nuclear cooperation.

2. KIND METHODOLOGY

In 2014, IAEA's INPRO--International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles--commenced the KIND project. KIND represents--Key Indicators for Innovative Nuclear Energy Systems. The KIND approach is based on Multi-Attribute Value Theory (MAVT). KIND is an excel based evaluation tool and it is known as the KIND Evaluation Tool (KIND-ET) [2]. It allows the users to conduct a detailed analysis of nuclear energy systems and other energy systems.

Key decision-making terminologies in the KIND approach are; a) Weight, b) Score, c) Rank, and d) Value Function.

3. INDIA-JAPAN CIVIL NUCLEAR COOPERATION

Indian and Japanese governments signed an agreement on civilian nuclear cooperation between India and Japan in Tokyo in 2016. Fig.1. shows the timeline-wise progress of this cooperation.

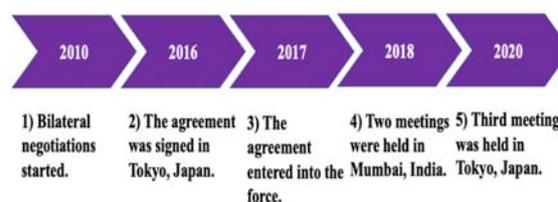


Fig.1 Timeline of India-Japan Civil Nuclear Cooperation [3, 4, 5, 6, 7, 8]

Bilateral negotiations started in 2010. This agreement was entered into force in 2017. So far, three meetings are held in 2018 and 2020 in Mumbai-India, and Tokyo-Japan, respectively.

4. APPLICATION OF KIND METHODOLOGY

In section 4, an exercise is presented using the KIND approach to realize the importance of bilateral or multilateral civilian

nuclear cooperation from the perspective of India-Japan civil nuclear cooperation. In this exercise, Uranium fueled, and MOX (U+Pu) fueled nuclear power plants (NPPs) are considered in the current nuclear energy system (NES) scenario, and advanced nuclear technology-based NES such as small modular reactors (SMRs) and Thorium (Th) fueled NES are considered additionally along with advanced current NES scenario as the future NES.

Firstly, following the KIND methodology, in this exercise--cost, performance, and acceptability [1] are chosen as the main objectives to be achieved.

Secondly, economics, waste management, proliferation resistance, environment, safe operation of NPPs, and maturity of technology are the key parameters to be addressed.

5. RESULTS AND DISCUSSION

In section 5, results and discussion are explained based on KIND-ET. Fig.2, fig. 3, and fig. 4 highlight the scores of current NES and future NES.

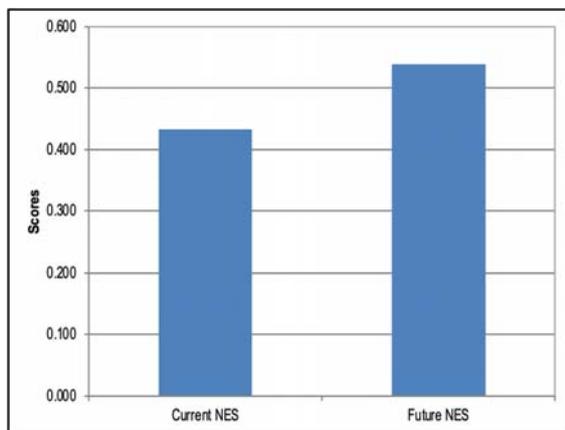


Fig. 2 Multi-Attribute Value Function Overall Score

Fig. 2 explains that future NES's overall multi-attribute value function score is higher than the current NES. Therefore, it means that future NES would be more attractive than the current NES.

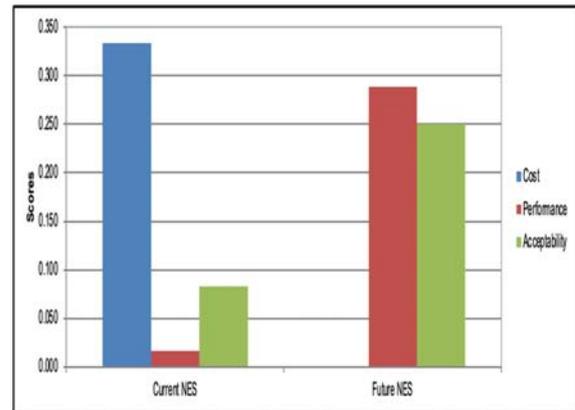


Fig. 3 Scores of Main Objectives

Furthermore, fig. 3 depicts that the current NES has a bigger score than the future NES for the cost of NES. Therefore, it is evident that the future NES would need more R&D investment due to the new technological development than the existing NES. And simultaneously, future NES would offer better performance and acceptability due to the advancement in NES than the current NES.

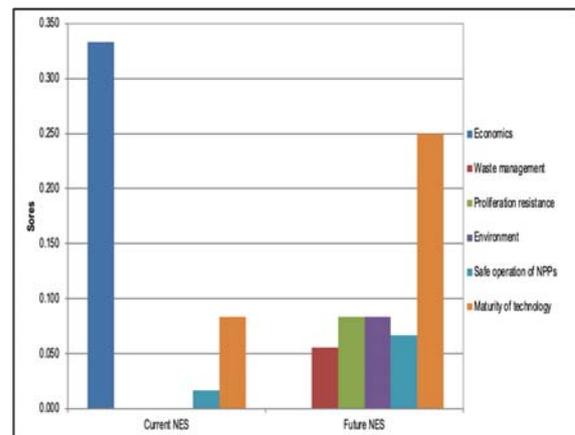


Fig. 4 Scores of Key Parameters

Fig.4 describes that future NES has more advantages than the current NES. For example, future NES has better waste management, safer & more secure NPPs, better maturity of technology, and more environment-friendly NES. But, investment-wise future NES would be less economical than the current NES due to the new technology development-related investment for the better NES.

6. CONCLUSION

Through this research, it can be concluded that the KIND method provides a holistic framework to analyze nuclear energy systems and develop effective nuclear decision-making policies. Furthermore, due to the coverage of the multiple major factors of nuclear decision-making in the KIND methodology, the KIND approach would be studied to design and analyze the decision-making strategies for India-Japan civil nuclear cooperation implementing the concept of “Mutual Offerings”.

ACKNOWLEDGEMENTS

The authors would like to express their sincere thanks to the IAEA’s INPRO Tools Team for kindly providing the KIND-ET for this present research.

REFERENCES

- [1] IAEA (2019), “Application of Multi-Criteria Decision Analysis Methods to Comparative Evaluation of Nuclear Energy System Options: Final Report of the INPRO Collaborative Project Kind”, IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-3.20.
- [2] IAEA-INPRO KIND-ET. Accessed at; <https://www.iaea.org/publications/12373/application-of-multi-criteria-decision-analysis-methods-to-comparative-evaluation-of-nuclear-energy-system-options-final-report-of-the-inpro-collaborative-project-kind?supplementary=66743>.
- [3] Saurabh Sharma, Masako Ikegami (2018), “Research Review on India-Japan Civil Nuclear Cooperation Agreement towards the Progress of Peaceful Uses of the Nuclear Energy-原子力平和利用進展にむけた日印原子力協定のレビュー”, Abstract Proceedings and Poster Short Presentation at the 39th Annual Meeting of Institute of Nuclear Materials Management (INMM) Japan Chapter, The University of Tokyo, Japan, November 20-21, 2018.
- [4] Ministry of Foreign Affairs of Japan (2016), “AGREEMENT BETWEEN THE GOVERNMENT OF JAPAN AND THE GOVERNMENT OF THE REPUBLIC OF INDIA FOR COOPERATION IN THE PEACEFUL USES OF NUCLEAR ENERGY”. Accessed at; <https://www.mofa.go.jp/mofaj/files/000202920.pdf>
- [5] Library of Congress (2017), “Japan/India: Diet Approves Civil Nuclear Cooperation Agreement”. Accessed at; <http://www.loc.gov/law/foreign-news/article/japanindia-diet-approves-civil-nuclear-cooperation-agreement/>
- [6] Ministry of Foreign Affairs of Japan (2018), “Meetings on Japan-India civil nuclear cooperation”, https://www.mofa.go.jp/press/release/press4e_001973.html, March 26, 2018.
- [7] Ministry of Foreign Affairs of Japan (2018), “Meetings on Japan-India civil nuclear cooperation”, https://www.mofa.go.jp/press/release/press1e_000089.html, September 6, 2018.
- [8] Ministry of Foreign Affairs of Japan (2020), “Meetings on Japan-India civil nuclear cooperation”, https://www.mofa.go.jp/press/release/press4e_002521.html, February 21, 2020.

FMCT で規定されるべき fissile material とは何か What is “fissile material” to be defined in an FMCT?

*糸川 泰一^{1,2}, 坪井 裕², 宇根崎 博信²

¹日本原子力研究開発機構, ²京都大学

*Hirokazu Kumekawa^{1,2}, Hiroshi Tsuboi², Hironobu Unesaki²

¹ Japan Atomic Energy Agency, ² Kyoto University

Despite the extensive discussions on the Treaty on banning the production of fissile material for nuclear weapons or other nuclear explosive devices (Fissile Material Cut-off Treaty (FMCT)) since initially proposed in 1993, there is no prospect of realizing the treaty so far. In order to make a breakthrough of the impasse of the discussion on the treaty, the authors have made new proposals to advance the discussions by addressing various issues systematically with a focus on the interpretation of the term “production”. In line with these proposals, appropriate characteristics of “fissile material” in the treaty are examined.

1. 緒言

核兵器用核分裂性核物質生産禁止条約 (Fissile Material Cut-off Treaty: FMCT) に関しては、様々な議論が 30 年近く行われてきたが、閉塞状況にある。2018 年に出されたハイレベル FMCT 専門家準備グループの報告書[1] (以下、「専門家報告書」という。) では、これらの議論の論点を、①条約のスコープ、②核分裂性核物質 (fissile material) などの用語の定義、③検認、④法的や手続き的な対応の 4 つの側面にまとめているが、これらは未だに「条約の可能性のある要素のメニュー」と位置づけられている。例えば、このうち条約のスコープについては、「将来の生産」のみならず、「過去の生産」や「既存のストック」を含むべきか否かという点が長年論争されてきたが、まったく決着の見込みはついていない。

著者らは、条約のスコープについて、「生産」の解釈を変えることで、現状が打破できる可能性があることを提言した[2]。これは、「生産」に当たる英語の production という語には、「何かを作る過程」という意味だけではなく、「何かを増やす過程」という意味もあり、後者の意味で解釈すれば、核兵器や核爆発装置の製造を直接目指して fissile material を作り出すことに限らず、民生用や軍用船舶の推進用燃料など他用途の核物質からの転用等により fissile material を増やすいかなる行為も含めることができ、これにより一体的・総合的な対応が可能になるということを示したものである。

本論考では、当該提言に沿って、FMCT における fissile material とはどのような物質であると考えられるべきかについて検討を行う。

2. 特殊核分裂性物質 (special fissionable material) との対比による fissile material に関する考察

まず、fissile material という用語に対して、これまで国際取決めで定義が与えられたことはない。他方で、FMCT に関する論文では、fissile material を IAEA 憲章で規定する特殊核分裂性物質 (special fissionable material) と見なすものも散見され[3]、専門家報告書でも特殊核分裂性物質を fissile material の定義の候補として挙げている。そこで、fissile material について検討を行う際の一種のベンチマークとして、この特殊核分裂性物質について検討してみる。この特殊核分裂性物質は、原料物質と合わせて IAEA 憲章第 20 条では以下のように定義されている。

1. 「特殊核分裂性物質 (special fissionable material)」とは、プルトニウム 239、ウラン 233、同位元素ウラン 235 又は 233 の濃縮ウラン、前記のもの 1 又は 2 以上を含有している物質及び理事会が随時決定する他の核分裂性物質 (fissionable material) をいう。ただし、「特殊核分裂性物質」には、原料物質を含まない。
2. 「同位元素ウラン 235 又は 233 の濃縮ウラン」とは、同位元素ウラン 235 若しくは 233 又はその双方を、同位元素ウラン 238 に対するそれらの 2 同位元素の合計の含有率が、天然ウランにおける同位元素ウラン 238 に対する同位元素ウラン 235 の率より大きくなる量だけ含有しているウランをいう。
3. 「原料物質 (source material)」とは、次のものをいう。
 - ウランの同位元素の天然の混合率からなるウラン
 - 同位元素ウラン 235 の劣化ウラン

- トリウム
- 金属、合金、化合物又は高含有物の形状において前掲のいずれかの物質を含有する物質
- 他の物質で理事会が随時決定する含有率において前掲の物質の1又は2以上を含有するもの
- 理事会が随時決定するその他の物質

これらの定義は、FMCTにおける fissile material の範囲を考える上で、以下4つの興味深い論点を提示している。

【論点1】 「〇〇物質(〇〇 material)とは」、と言いつつ、①核種(nuclide)レベル[原子核のレベル]、②元素レベル(element)[原子のレベル]、③化学物質レベル(chemical substance)[実世界で取扱うレベル]という、3つの異なるレベルのものが並列して記載されている。

【論点2】 fissile material ではなく、fissionable material という用語が使用されている。

【論点3】 「同位元素ウラン235の濃縮ウラン」ではなく、「同位元素ウラン235又は233の濃縮ウラン」とされている。

【論点4】 理事会が随時決定する他の核分裂性物質(fissionable material)という規定がある。

第一の論点に関して、基本的に、国際取決めは、実世界での管理や規制を行うためのものであることから、国際取決めにおける「〇〇物質」の定義は、本来実世界で取扱うレベルである化学物質レベルで記述されるべきと考えられる。また、元素としてのプルトニウムやウランを含む現実の物質を考慮した場合、これらがどの程度の fissile nuclide を含むかによって、核分裂連鎖反応の進行に違いがでてくる。

第二の論点に関して、例えばIAEA保障措置グロッサリーや米国NRCのグロッサリーにはそれぞれ以下のような記述がある。これらから、fissile material は、特に過去においては fissionable material の同義語としても使われたことがあるが、その後は fissionable material の部分集合として、熱中性子でも核分裂連鎖反応を起こすことのできる物質に限定する意味があることが確認される。

- 「fissionable material とは、一般的に核分裂を起こすことのできる同位体又は同位体の混合物である。いくつかの核分裂性物質は十分に高速の中性子(例えば、運動エネルギーが約

1MeVより大きい中性子)でのみ核分裂することができる。遅い(熱)中性子を含む全てのエネルギーの中性子で核分裂を起こせる同位体は、通常、fissile materials 又は fissile isotopes と呼ばれる。例えば、²³³U、²³⁵U、²³⁹Pu 及び ²⁴¹Pu の同位体は、fissionable であるとともに fissile であると言えるが、²³⁸U 及び ²⁴⁰Pu は fissionable ではあるが、fissile ではない。」

- 「fissile material とは、低エネルギーの熱(遅い)中性子を捕獲した後に核分裂を起こすことのできる核種である。fissionable material の同義語としても使われることもあるが、この用語はその核種が熱中性子でも核分裂を起こすことが可能でなければならないという限定を持ったより限定的な解釈を得ている。」

なお、IAEA憲章の訳語として fissionable material を「核分裂性物質」としていることから、本稿では fissile material を「核分裂性核物質」としている。

第三の論点に関して、ウラン233はトリウム232に中性子を吸収させることで生ずるが、天然に存在するトリウムはトリウム232のみで構成されており、トリウム燃料を照射した後、化学分離によって、ウラン233がほぼ100%のウランが生成できる。このウラン233を天然ウラン等に混合するだけで、天然ウランから同位体濃縮によって生産したウラン235の濃縮ウランと同等のものが作れると考えられたことから、「同位元素ウラン235又は233の濃縮ウラン」とされた可能性がある。

第四の論点に関しては、ネプツニウム237やアメリカシウム241などの、いわゆる代替核物質と呼ばれる物質は、物理的には fissile nuclide の性質を有していることから、IAEA理事会において、特殊核分裂性物質に追加される可能性があったが、IAEAにおける検討の結果、当面追加はされないものの、1999年以降、その拡散リスクに関する監視が行われている状況にある。

3. FMCTにおいて規定されるべき fissile material についての考察

次に、上記の論点1～4を参考にしながら、FMCTの検討を進めるために著者らが提言してきた基本的な考え方に沿って、FMCTにおける fissile material の範囲に関する検討を進める。

3-1. fissile material という用語を導入する目的

まず、FMCTにおいて fissile material の範囲をどうするかは、この用語が FMCT において、どのような目的で使われるかに依存する。著者らは、以下に述べる検討結果から、FMCT におけるこの用語の定義は production の禁止という文脈ではなく、検認の文脈で検討されるべきと考えている。

当該検討の出発点として、「核兵器その他の核爆発装置用の fissile material (fissile material for nuclear weapons or other nuclear explosive devices)」を考える。核兵器や核爆発装置において核分裂連鎖反応を担う物質がそのような物質に該当することは確実である。これらの物質は、fissile core や pit といった核兵器等の構成要素として機能するための特定の物理的性状・性状、化学的組成及び同位体組成を持っている。

逆に、これらの必要条件のいずれかが欠けており、核兵器その他の核爆発装置の構成要素として機能しない物質を考える。FMCT を巡るこれまでの議論では、そのような物質を含み、民生用途や軍用船舶の推進用原子炉の燃料などの様々な用途に供する物質やその準備過程にある物質までも包含しうるものとして fissile material を定義する試みが行われてきたことも事実である。

以上のことは、この用語を定義する暗黙の目的が、production の禁止の対象範囲を特定することではなかったことを明白に示している。他方で、何らかの変換を加えることで核兵器その他の核爆発装置の構成要素になりうる、より幅広い物質のグループを fissile material の候補として考えてきたことは、核兵器その他の核爆発装置への転用を想定した際の検認の目的に供することが、本用語を導入する暗黙の前提であったことを推認させる。

3-2. fissile material の基本属性に関する合意点

上記の議論を踏まえ、検認の目的で本用語を定義するとした場合、fissile material の範囲の問題は、核兵器その他の核爆発装置において核分裂連鎖反応を担う物質への転用を考慮して、それらの物質とどのような共通要素を持つ物質までを fissile material に含めるべきかという問題であると設定できよう。ここでは、この共通要素として、どのような基本的な合意が存在しているかを検討・整理してみたい。

自然界に存在する物質を類似加工し、核兵器等

の構成要素にしていく工程を考えた際、最終工程に近いものから逆に辿ると、物理的性状・性状の変更、化学的組成の変更、同位体組成の変更の順になると考えられる。まず、核兵器等の構成要素と物理的性状のみが異なる物質、例えば核兵器級の同位体組成を持つ固体状の金属ウランであって核兵器に組み込まれる形になっていないものを想定した場合、それらを fissile material とみなすことに異論はないものと思われる。次に、プルトニウム 239 の割合が 95% の硝酸プルトニウム溶液や、ウラン 235 の割合が 95% の六フッ化ウランなど、同位体組成は核兵器等の構成要素と同等だが化学的組成が異なるものを fissile material とみなすことにもほぼ異論はなかろう。しかしながら、核兵器や核爆発装置において核分裂連鎖反応を担い得ない同位体組成を持つ物質、例えば天然ウランや U235 の通常の軽水炉で使われる濃縮度の低濃縮ウランなどまでも FMCT における fissile material に含めることを妥当とする意見は少ないと考えられる。上記論点 2 で検討したとおり、fissile という用語は、核種の性質に着目した概念であり、fissile material という語には熱中性子で核分裂連鎖反応を起こせる物質との意味が込められているからである。

さらに、上記論点 1 を踏まえれば、fissile material とは、熱中性子で核分裂連鎖反応を起こすために必要な fissile nuclide を一定割合以上含む、様々な物理的性状・性状や化学的組成を持つ物質の総称というのがこれまでの暗黙の共通見解と言えるのはでないかと考えられる。このような理解に矛盾するような見解は見当たらず、これには一定の合意が成立していると思なせると考えられる。

3-3. fissile material の範囲の設定

では、fissile nuclide をどの程度以上含むものを fissile material と見なすべきか、という点が次の検討事項となる。そして、正にこの点において、見解が分かれていると言える。これについては、核物質と、いわゆる代替核物質に分けて考察する。

(1) 核物質

これまで核物質のうち、fissile material の範囲を考慮する際に提示されてきたものは、①核兵器級物質 (Weapon-grade material)、②中間級物質 (Intermediate-grade material) に閾値を設定、③未照射直接利用物質 (Unirradiated direct use material)、

④直接利用物質 (Direct use material)、⑤特殊核分裂性物質 (Special fissionable material) などがある。

ここで、①の核兵器級物質はウラン 235 を 90% 以上含む高濃縮ウラン、プルトニウム 239 を 90% 以上含むプルトニウムなどとされ、②の中間級物質に閾値を設定することには、ウラン 235 を 40~60%程度以上含むウラン、プルトニウム 239(又はプルトニウム 239 及び 241) を 60~80%以上含むプルトニウムなどの複数の案がある[4, 5]。

③の未照射直接利用物質は、④の直接利用物質に含まれる。IAEA 保障措置グロッサリーでは、これらの物質について以下のように表現している。「(直接利用物質は) 核変換又はさらなる同位体濃縮なしに核爆発装置の製造に使うる核物質である。それは 238Pu を 80%未満含むプルトニウム、高濃縮ウラン及び 233U を含む。直接利用物質の化合物、混合物(例、混合酸化物(MOX))及び使用済燃料中のプルトニウムはこのカテゴリーに入る。未照射直接利用物質は相当量の核分裂生成物を含まない直接利用物質である。」

なお、ここで高濃縮ウランは U235 濃縮度 20% 以上のウランである。

⑤の特殊核分裂性物質の定義は上記 2. に詳述した。

以上①~⑤のうち、①は明らかに対象を限定し過ぎで、核兵器又は核爆発装置の材料になりうる核物質を fissile material にしないという設定は核兵器又は核爆発装置の製造を禁止する上で不都合であると考えられる。②についても同様に対象を限定し過ぎで、IAEA 保障措置の運用と差異のある基準であり、そのような定義を採用する積極的な意義はない。逆に⑤は、IAEA 保障措置上の間接利用物質に該当する物質までを fissile material に含むこととなり、核種変換や同位体濃縮を経なければ、「核兵器その他の核爆発装置用の fissile material」にはならない。これは、核兵器その他の核爆発装置用に必要な程度の fissile nuclide を一定割合以上含む物質を fissile material と考えるべきという基準に照らして不適当と考えられる。以上から、③及び④が最適の候補と結論づけることができる。さらに、③と④の違いは「相当量の核分裂生成物」を含むか含まないかであるが、③を定義として採用した場合には、「相当量の核分裂生成物」をどう定義で表現するかという法技術的な問題が生じる。この点で④はプルトニウムとウランの同位体の組成割合でより容易に定義することが可能である点が優れている。

(2) 代替核物質

ネプツニウム 237 やアメリシウム 241 などの、いわゆる代替核物質と呼ばれる、物理的に核分裂性を有する物質については先述したとおり IAEA が監視を続けている。IAEA は、非核兵器国におけるこれらの物質の在庫量が少ないことから、核不拡散上のリスクが現在は高くないと評価しており、これらの物質は特殊核分裂性物質として決定されていない。このようなリスク評価がなされている状況において、FMCT でのみ fissile material に位置付ける必要があるかという観点も考慮すべきであろう。これらの物質が核兵器又は核爆発装置の材料として使われるリスク評価を継続し、IAEA 保障措置における対応とのバランスも考慮して、状況に応じて fissile material に追加できるようにしておくことが適当であると考えられる。

4. 結論

以上、FMCTにおける fissile material には、fissile nuclide を一定割合以上含む、様々な物理的性状・性状や化学的組成を持つ物質の総称という暗黙の共通見解があることを示し、見解が分かれる fissile nuclide の閾値となる同位体組成の割合については、IAEA 保障措置における直接利用物質の概念に準拠した設定が最適として提言した。

また、代替核物質についても、今後、核兵器等に使用されるリスク等を踏まえた柔軟な対応ができる規定ぶりにすることで、IAEA 保障措置とバランスの取れた対応を取ることを提言した。

著者らが先に行った提言と合わせ、本提言が「条約の可能性のある要素のメニュー」からの最適な選択を行うことを支援し、無差別で効果的な条約の早期実現に貢献することが望まれる。

引用・参考文献

- [1] United Nations General Assembly Note by the Secretary-General A/73/159 (2018).
- [2] H.Kumekawa, H.Tsuboi and H.Unesaki, "The FM(C)T: When and how to realize it?", 2021 INMM/ESARDA Joint Annual Meeting (2021) [In press].
- [3] A Fissile Material Cut-off Treaty - Understanding the Critical Issues -, UNIDIR/2010/4 (2010).
- [4] Switzerland: A Pragmatic Approach to the Verification of a FMCT, CD/1771 (2006).
- [5] Chair's report of the Australia-Japan experts side event on FMCT definitions, held at the Palais des Nations in Geneva on 14-16 February 2011, CD/1906 (2011)..

高放射性物質を含む混合核物質の保障措置検認のための遅延ガンマ線分光法 Delayed Gamma-ray Spectroscopy for High-Radioactivity Mixed Nuclear Material Safeguards Verification

*ロドリゲズ・ダグラス・チェイス¹, アッバス・カメル², 小泉 光生¹, イ・ヒージェー¹,
ノネマン・ステファン², オーバーステット・ステファン³, ピーダーセン・ベント²,
ロッシ・ファビアナ¹, シラベックス・ピーター³, 高橋 時音¹

¹ 日本原子力研究開発機構

² 共同研究センター、イスプラ、イタリア、欧州委員会

³ 共同研究センター、ヘール、ベルギー、欧州委員会

* Douglas Chase Rodriguez¹, Kamel Abbas², Mitsuo Koizumi¹, Hee-Jae Lee¹, Stefan Nonneman², Stephan Oberstedt³,
Bent Pedersen², Fabiana Rossi¹, Peter Schillebeeckx³, Tohn Takahashi¹

¹ Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security,

Japan Atomic Energy Agency

² Joint Research Centre, Ispra, Italy, European Commission

³ Joint Research Centre, Geel, Belgium, European Commission

The JAEA/ISCN is developing delayed gamma-ray spectroscopy (DGS) for nuclear safeguards verification. Experiments performed in collaboration with the European Commission's Joint Research Centre have resulted in significant analytical and instrumentation capabilities. Experiments for DGS analysis capabilities show clear distinction between U-235 and Pu-239 as well as mass correlations. Parallel efforts confirm the capability to develop a compact DGS instrument that can be used for small samples, like reprocessing plant solutions. Final development will focus on a comprehensive analysis and instrumentation optimization and studies using mixed nuclear materials. This work describes the recent results and future direction of this DGS project, emphasizing our workshop in February 2022 that includes a demonstration experiment.

1. Introduction

The IAEA seeks to safeguard all nuclear material within a state to ensure that it is not diverted away from peaceful uses. High confidence must be achieved within a timely manner and with minimal effects on facility operations. Commercial spent nuclear fuel (SNF) poses the greatest safeguarding challenge due to the high-intensity neutron and gamma-ray emissions from minor actinides and long-lived fission products. This is particularly important for partial-defect verification when the assemblies are separated during reprocessing to obtain usable U and Pu. Current safeguards verification uses Hybrid K-Edge Densitometry and Isotope Dilution Mass Spectrometry (IDMS) [1-3] to evaluate the elemental mass and nuclide content. While these provide very accurate assessments [4], the time to turn a report is relatively long due to the sample processing for IDMS [5].

To supplement these techniques, the Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security (ISCN) of the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) is developing the Delayed Gamma-ray Spectroscopy (DGS) non-destructive assay (NDA) technique. In this work, we will first describe the DGS technique and the application toward mixed nuclear materials. We will then present recent development results from experiments performed in collaboration with the European Commission Joint Research Centre (EC/JRC). Finally, we will describe our future

development and experiments to obtain the nuclide content in SNF materials and the small-sample instrument the JAEA/ISCN is designing.

2. DGS for Safeguards Verification

DGS uses neutrons from an external source to induce fission and generate fission products. After an irradiation period, the gamma rays emitted as the fission products decay are measured to result in a spectrum proportional to the relative nuclear material content [6] (see Figure 1). The ratios of the observed gamma-ray peaks are used to evaluate sample's nuclear material composition. Depending on the neutron source strength, multiple cycles may be required to reach minimum quantification levels.

In mixed samples like SNF, the fission products are produced in proportion to the fissionable nuclide content; fission cross-section ratios; and, most importantly, their fission yield differences [7]. Upon creation, the fission products continuously decay according to their associated half-lives [8] and will saturate at different times. Notably, the fission products also follow their associated decay chains [8] and appropriately change the number of daughter nuclei beyond the generation by fission. Consequently, the peak ratios are extremely sensitive to the interrogation time pattern and number of cycles.

It should be understood, though, that there are physical constraints that will affect the interrogation and the resulting spectrum. The biggest is the sample

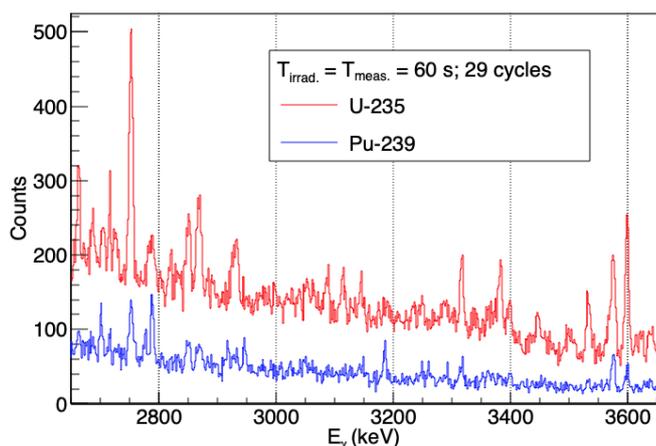


Figure 1. Measured delayed gamma-ray spectra for the indicated nuclides; 60-s irradiation, ~1-s delay, and 60-s measurement over 29 cycles.

itself in both size (solution vial vs. assembly) and passive gamma-ray emissions from the long-lived fission products (e.g. 662 keV from ¹³⁷Cs). Dominantly, these low-energy gamma rays must be filtered sufficiently to reduce count-rates for the gamma-ray detector to function. This filter limits the observable gamma rays to those above ~2700 keV that can adequately penetrate the filter. Fortunately, these gamma rays are mostly derived from short-lived fission products (e.g. ≲10 min) and allow for a short total verification time.

Importantly, the gamma-ray peaks must be resolved separately in order to improve their ratio quantification, which is best performed using high-purity germanium (HPGe). Additionally, to perform DGS in a facility requires a compact neutron source (e.g. ²⁵²Cf, neutron generators, etc.). Since these emit fast neutrons (≥1 MeV) and HPGe is susceptible to fast-neutron damage [9], the detector must be placed far from the source, adding a delay between the irradiation and measurement period.

To compensate for the signal loss from both the filter and the delay, the fission rate must be increased. A ~700x signal strength can be achieved by irradiating with thermal neutrons (<1 eV) to utilize the high fission cross-section of fissile nuclides (e.g. ²³⁵U, ²³⁹Pu, and ²⁴¹Pu) over that from fast neutrons. Since the available compact sources all generate fast neutrons, a moderator is required to reduce the emitted neutrons' energy and focus them into the sample as much as possible. Once the neutron fluence distribution is optimized, the minimum source strength could be determined. With this approach the sample's DG signature will be dominated by the fissile nuclides since <1% of the fission happens in the non-fissile nuclides (e.g. ²³⁸U) [10].

3. DGS Development Results

The JAEA/ISCN has two parallel development goals of 1) creating an accurate and precise analysis capability and 2) developing an instrument to test small SNF samples to validate the technique. Since 2015 the JAEA/ISCN has been performing experiments and equipment studies in collaboration with the EC/JRC. Initial studies were performed with the EC/JRC's Pulsed Neutron Interrogation Test Assembly (PUNITA) [11] in Ispra, Italy to provide spectra for analysis code development, but also to learn about practical conditions for efficient sample interrogation [12].

Experiments performed with PUNITA in 2019 focused on understanding the interrogation timing sensitivity and expanding the analytic capabilities. Table 1 lists the samples and interrogation patterns studied to evaluate these differences. Analyzing the spectra from the different time patterns showed that the 60-s/60-s irradiation/measurement time pattern allowed the ²³⁵U and ²³⁹Pu peaks to be the most distinct for composition determination [13] (see Figure 1). Further, integrating the number of observed gamma

Table 1. Sample and interrogation conditions of the measurements performed with PUNITA in 2019 [12].

Sample		Mass (g)		Interrogation Patterns			
Series	Reference	Total U	Fissile ²³⁵ U	Irradiation (s)	Measurement (s)	Cycles (N)	Total (s)
CBNM	000	-	-	10	10	158	3510
	031	170.0	0.524	60	60	29	3560
	071	170.0	1.205	60	300	10	3627
	194	169.6	3.273	300	60	10	3627
	295	169.6	5.004	300	300	6	3616
	446	169.6	7.564				
PuGa		Pu	²³⁹ Pu	Delay Times (s)			
	7	18.1	17.025	Irradiate to Measure		Measure to Irradiate	
	D	17.9	13.542		1.06		1.16

rays above 3300 keV resulted in a correlation to the ^{235}U mass in the samples. After correcting for the neutron generator temperature variations and applying neutron self-shielding and gamma-ray self-attenuation corrections a clear linear correlation with $\sim 1.5\%$ variance was obtained [14].

In 2018, the JAEA/ISCN designed and fabricated the Delayed Gamma-ray Test Spectrometer (DGTS) to evaluate limitations of a small-sample instrument. This was designed to use a ^{252}Cf source in contrast to the deuterium-tritium neutron generator used by PUNITA but still used a combined high-density polyethylene (HDPE) and graphite moderator. DGTS was studied at the Performance Evaluation Laboratory (PERLA) of the EC/JRC-Ispra site with the benefit of being able to use the same U and Pu samples. Early studies from a fixed-sample, moving-source design showed significant activation background and no fission product signals [15]. Reconfiguring the instrument to a fixed source and moving sample design enabled us to increase the fission rate and reduce the activation background from the continuously-emitting ^{252}Cf [16]. Significantly, interrogating the same U and Pu samples as done in the PUNITA experiment resulted in essentially the same gamma-ray peak intensities with only $\sim 20\%$ of the neutron source emission rate (see Figure 2). This is predominantly due to being closer to the source, but also using lower-energy emission neutrons that are more easily retained.

Expanding on studies to evaluate the neutron flux dependence on source-sample distances using DGTS, the EC/JRC made additional measurements in PERLA using a moderator of only HDPE. These specifically show that the thermal neutron rate is different between the two types of moderators but also the flux energy distribution changes as confirmed by the Monte Carlo of N-Particles (MCNP) models created by the JAEA/ISCN [17].

4. Final DGS Development

These past results provide an excellent foundation for the final DGS development for this JAEA/ISCN project. Largely the results of this second development phase will be presented to our MEXT reviewers in February 2022. In preparation, the JAEA/ISCN is performing studies to complete the final analytical and instrument aspects needed to efficiently perform a safeguards verification.

From the analysis perspective, the JAEA/ISCN is developing an inverse Monte Carlo analysis method to evaluate the nuclear material composition [18]. Fundamentally, this requires a Monte Carlo simulation to predict possible time-dependent spectra from the

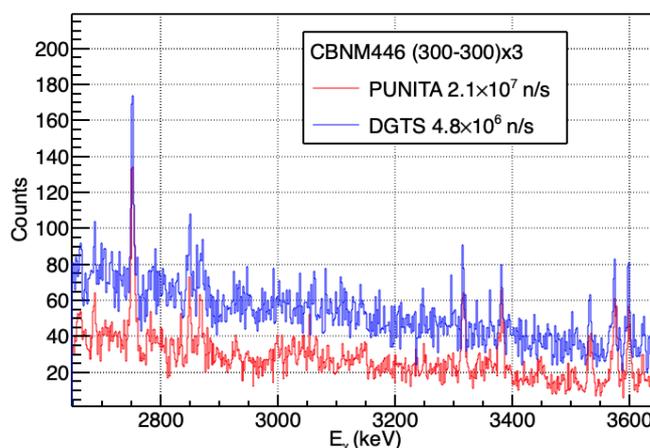


Figure 2. Measured delayed gamma-ray spectra of the indicated nuclide for the interrogation listed in the legend header (see Table 1).

various interrogation patterns, sample configurations, neutron flux, and detector conditions. The JAEA/ISCN Delayed Gamma-ray Spectroscopy Monte Carlo will undergo final validation using the 2019 PUNITA experimental results. Further, it will be compared to other simulation packages to compare calculation capabilities.

The final instrument development for this phase will be a set of experiments using the MONNET Tandem Accelerator of the EC/JRC Geel site in Belgium. First will be a series of measurements to compare the isotropic emission of ^{252}Cf to a beam of deuterium-deuterium (D-D) generated neutrons to validate the JAEA/ISCN D-D small-sample instrument design [10]. Next, we will perform a series of calibration studies using the JAEA/ISCN ^4He neutron detector that has the advantage of sensing only fast neutrons so it can be used for neutron source monitoring.

Additionally, the JAEA/ISCN and EC/JRC are planning to perform a series of measurements similar to the 2019 PUNITA set using DGTS in PERLA. We will focus on testing the effects of mixing the U and Pu samples in an expansion of our final phase-I studies from 2018 [12]. While this is not true mixed nuclear material, the JAEA/ISCN DGTS MCNP model was validated to $<5\%$ differences [16] so we can study the effects self-shielding in preparation for the demonstration portion of our phase-II workshop.

Beyond these measurement campaigns planned with the EC/JRC, the JAEA/ISCN is also conducting instrumentation development studies for our final small-sample instrument. As previously mentioned, we are evaluating ^4He neutron detectors with an associated high-rate data-acquisition modules for neutron monitoring that will be used to verify the

consistency of the neutron flux. We are also evaluating high-pressure ^3He detectors that we will utilize for neutron counting of prompt-fission and delayed neutrons to supplement our DGS mass evaluation. Finally, we are evaluating possible sample-transfer requirements to improve our instrument capability while still protecting the HPGe detector from fast-neutron.

All of this will be integrated into the final JAEA/ISCN instrument designed around a D-D neutron generator. This will be fabricated in the first year of our third phase (Japan Fiscal Year 2022), and be tested at various facilities with mixed nuclear material in conjunction with the EC/JRC. Additionally, since much of the analysis of SNF is dependent on nuclear data, we will jointly study nuclear data improvements for safeguards, especially for ^{241}Pu that has significant uncertainties.

5. Summary

The JAEA/ISCN is developing delayed gamma-ray spectroscopy as a future capability to safeguard mixed nuclear materials. Experiments performed with the EC/JRC have provided significant lessons for the development of a practical DGS instrument as well as the analytical capability to efficiently evaluate the fissile composition and mass of mixed nuclear material. The JAEA/ISCN will develop a final instrument design for small samples in our next phase to validate our analysis for safeguards evaluations.

Acknowledgements

This work is supported under the Japanese Ministry of Education, Culture, Sports, Science, and Technology (MEXT) subsidiary to promote nuclear security strengthening. This work was performed under the agreement between JAEA and EURATOM for nuclear materials safeguards research and development.

References

- [1] Johnson SJ, Abedin-Zadeh R, Pearsall C, et al., "Development of the Safeguards Approach for the Rokkasho Reprocessing Plant", IAEA-SM-367/8/01, 2001.
- [2] Ottmar H, Eberle H The hybrid K-Edge/K-XRF densitometer: principles - design - performance. Germany: Kernforschungszentrum Karlsruhe; KfK 4590: 1991 Feb.
- [3] International Atomic Energy Agency, "Safeguards Techniques and Equipment: 2011 Edition", Int. Nucl. Verif. Series No. 1, Rev. 2, 2011.
- [4] International Atomic Energy Agency, "International Target Values 2010 for Measurement Uncertainties in Safeguarding Nuclear Material", STR-368, 2010.
- [5] Itoh T, Hara S, Sato Y, et al. Enhanced cooperation between SSAC and IAEA through joint operation of on site

laboratory for safeguarding Rokkasho Reprocessing Plant (RRP). Proceedings of the Symposium on International Safeguards; 2010 Nov 1–5; Vienna (Austria): IAEA-CN-184.

[6] Campbell LW, Smith LE, and Misner AC, "High-energy delayed gamma spectroscopy for spent nuclear fuel assay," Nuclear Science, IEEE Transactions on, 58(1):231 –240, Feb. 2011.

[7] Chadwick MB et al., "ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields, and Decay Data", Nucl. Data Sheets 112 (12), 2011, 2887-2996.

[8] Tuli J and Johnson T, "Evaluated Nuclear Structure Data File Retrieval", Last accessed Sep. 30 2021.

[9] Borrel V, Kandel B, Albernhe F et al., "Fast neutron-induced damage in INTEGRAL n-type HPGe detectors", Nuc. Inst. and Methods A 430 (2), 1999, 348-362.

[10] Rossi F, Koizumi M, Rodriguez DC, "Model Design of a Deuterium–Deuterium Neutron Generator Moderator and Evaluation for Delayed Gamma-Ray Nondestructive Assay for Safeguards Verification", J of Nucl. Sci. and Technology, Accepted Sept. 10, 2020.

[11] Favalli A and Pedersen B, Design and characterisation of a pulsed neutron interrogation facility, Radiat. Prot. Dosim. 126 (1–4) (2007) 74–77.

[12] Rodriguez DC, Koizumi M, Rossi F, et al. "Utilizing PUNITA experiments to evaluate fundamental delayed gamma-ray spectroscopy interrogation requirements for nuclear safeguards" J. of Nucl. Sci. and Technology 2020; published online Apr. 28.

[13] Rodriguez DC, Bogucarska T, Koizumi M, et al., "Evaluation of High-Energy Delayed Gamma-ray Spectra Dependence on Interrogation Timing Patterns", Nuc. Inst. and Methods A 997, 2021, 165146.

[14] Rossi F, Bogucarska T, Koizumi M, et al. "Correlating the fissile mass of standard uranium samples with delayed gamma rays from fission products", Nucl. Inst. and Meth. A 977, 2020, 164306.

[15] Rodriguez DC, Rossi F, Takahashi T, et al., "Delayed Gamma-ray Spectroscopy for Nuclear Material Analysis 1: Toward Developing Practical Nondestructive Assay Technology", 60th INMM Annual Meeting, 2019.

[16] Rodriguez DC, Abbas K, Koizumi M, et al., "Development and Testing of a Delayed Gamma-ray Spectroscopy Instrument Utilizing Cf-252 Neutrons Evaluated for Nuclear Safeguards Applications", Nuc. Inst. and Methods A 1014, 2021, 165685.

[17] Tohamy M, Abbas K, Nonneman S, et al., "Improved experimental evaluation and model validation of a ^{252}Cf irradiator for delayed gamma-ray spectrometry applications", Applied Rad. and Isotopes 173, 2021, 109694.

[18] Rodriguez DC, Abbas K, Crochemore JM, et al., "Utilizing nuclear data in delayed gamma-ray spectroscopy inverse Monte Carlo analysis", International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, EPJ Web Conf. 239, 2020, 17005.

レーザー駆動中性子源を用いた中性子共鳴透過分析システムの実証

Demonstration of a Neutron Resonance Transmission Analysis System using a Laser-Driven Neutron Source

*弘中 浩太¹, 伊藤 史哲¹, 李 在洪¹, 小泉 光生¹, 高橋 時音¹,

鈴木 敏¹, 余語 覚文², 有川 安信², 安部 勇輝²

¹ 日本原子力研究開発機構, ² 大阪大学 レーザー科学研究所

*Kota Hironaka¹, Fumiaki Ito¹, Jaehong Lee¹, Mitsuo Koizumi¹, Tohn Takahashi¹,

Satoshi Suzuki¹, Akifumi Yogo², Yasunobu Arikawa², Yuki Abe²

¹ Japan Atomic Energy Agency, ² Institute of Laser Engineering, Osaka University

Neutron resonance transmission analysis (NRTA) is a method for non-destructive measurement of nuclear material by using a time-of-flight (TOF) technique with a pulsed neutron source. For NRTA system to carry out the short-distance TOF measurements with high resolutions, a short-pulsed neutron source is required. Laser-driven neutron sources (LDNSs) are very suitable as such neutron sources because of their short pulse width. Moreover, the compactness of the laser system is also expected due to the remarkable development of laser technology in recent years. In the present study, we have developed a technology for applying LDNS to the NRTA system and conducted the demonstration experiment using the LFEX laser at Osaka University to investigate the feasibility of the system. In this experiment, we observed some areas of reduced transmission in a neutron TOF spectrum, possibly due to indium and silver samples.

1. はじめに

原子力施設等において核物質は計量管理され、IAEA 等はそれを検認している。年々増加するこれらの業務の効率化や、次世代技術に対する核物質管理への対応には、非破壊分析 (NDA) 技術等を高度化していく必要がある。

中性子共鳴透過分析 (NRTA) [1]は、パルス中性子を用いたアクティブ NDA 技術であり、試料と検出器を離れた場所に置くことができるため、核分裂生成物やマイナーアクチノイド等を多く含むような高い放射能を有する核物質の計量にも有効であることから、保障措置の有用な手段として技術開発が進められてきた[2, 3]。

NRTA では中性子が発生してからある距離を飛行して検出器に到達するまでの飛行時間 (TOF) を測定することで中性子のエネルギーを求める[4]。試料中の原子核は、その固有の共鳴エネルギーにおいて大きな核反応確率を示すため、それが透過率の減少 (凹み) として現れ、その凹みの位置 (エネルギー値) と深さは、試料中の核種と量による。このことを利用し、TOF スペクトルを分析することで、核種別の定量ができる。

NRTA を高いエネルギー分解能で実施するには、中性子源のパルス幅は短く、飛行距離は長い方が有利であるが、今後、計量管理等の用途で NRTA の実用化を進めるためには、装置をコンパクトにする必要がある。そのためには、中性子の飛行距離を短くすることが重要な要素であるが、その上で高いエネルギー分解能を達成するためには、短パルスの中性子源が必要となる。

短パルス中性子の発生には、電子線加速器が用いられてきた。しかしながら、核物質管理区域への加速器の導入は、運用・維持管理面についても考慮する必要があり容易ではない。レーザー駆動中性子源 (LDNS) [5-11]は、レーザーのパルス幅が短い (< ps) ため、短パルス中性子が期待でき[12, 13]、また、レーザー発生装置を管理区域外に設置して、レーザー光のみを測定装置まで導くことによって、比較的容易に装置を導入できる可能性がある。

核物質を分析するためには、それらの共鳴構造がある熱～熱外エネルギー領域の中性子が必要である。通常、パルス中性子源において核反応で生成される中性子の運動エネルギーは数百 keV 以上であるため、NRTA に用いるには中性子をモデレータで減速する必要がある。このことは、パルス中性子の時間的な広がりを増大させ、NRTA のエネルギー分解能を低下させることにつながる。パルス幅の広がりにはモデレータサイズに大きく影響されるため[14]、モデレータをコンパクトにした中性子源とする必要がある。LDNS の中性子発生領域は他のパルス中性子源と比べて小さいため[15]、モデレータを比較的小型にすることができる。

本技術開発では、LDNS の NRTA への適用可能性を実験的に実証することを目的とし、大阪大学レーザー科学研究所 (ILE) の LFEX レーザー[16]を用いたパルス中性子源を利用して中性子透過実験を行い、TOF スペクトルを取得したので、その方法、及び、結果について報告する。

2. 実験方法

2-1. 実験手順

中性子透過実験は大阪大学 ILE のニュークリアフォトニクス (NP) グループによって開発されたレーザー駆動の熱外中性子源 (以下、阪大 LDNS という) を用いて行った。本実験において、LFEX レーザーは、半値全幅約 1.5 ps の強度時間分布を持ち、約 1000 J の総エネルギー、約 10^{19} W/cm² の集光強度で照射された。中性子の生成には、ピッチャー・キャッチャー・メカニズムと言われる手法が用いられ、ターゲットには、厚さ 5 μ m の重水素化ポリエチレン (C₂D₄ ピッチャー) が、中性子コンバータには、2 つのベリリウム片 (それぞれ直径 0.5 cm、高さ 1 cm) (Be キャッチャー) が使用された。レーザーが C₂D₄ ピッチャーと相互作用することにより、陽子と重陽子が加速され、Be キャッチャーに衝突し、⁹Be (p, n)、及び ⁹Be (d, n) 反応によって 1 ショット当たり約 10^{11} 個の高速中性子が生成された。高速中性子を減速させるため、厚さ 4 cm の円錐台型のポリエチレンモデレータが Be キャッチャーに取り付けられた。

実験の概要図を図 1 に示す。中性子源から 4 π 方向に放出されるパルス中性子は、ボロン入りポリエチレンブロックと鉛ブロックの 5 x 5 cm コリメータで構成される約 3.6 m のビームラインにより検出器へ導いた。ビームラインには、中性子源から発生するガンマ線を減衰させるため、板状の鉛シールド (厚さ 1 cm) を設置した。模擬核試料として、核物質と同様に熱~熱外エネルギー領域に共鳴構造を有し、かつ、入手が容易なインジウム (In) と銀 (Ag) の薄膜 (それぞれ厚さ 0.2 mm

と 0.8 mm) を用いた。中性子検出器の周囲には、散乱中性子とガンマ線のバックグラウンドを低減するため、20%ボロン入りポリエチレンブロックと鉛ブロックを設置した。

2-2. 検出器とデータ収集システム

検出器は、⁶Li ガラスシンチレータ (KG2)、及び、浜松フォトニクス社製光電子増倍管 (PMT) (R5113-02)、ゲート回路を備えた浜松フォトニクス社製ソケットアセンブリ (C1392) から構成された。ガンマ線バックグラウンドの寄与を低減するため、厚さ 1 mm の ⁶Li ガラスシンチレータ (サイズ: 5 x 5 cm) を PMT の光電面に垂直に取り付けた。本形状は、PMT がビームにさらされることを回避し、PMT 自体からのノイズを低減することを意図したものである。

レーザー照射直後の X 線、ガンマ線、高速中性子によるシンチレータからの過剰な光の入力は、PMT に過剰な電流を発生させ、PMT に非線形応答やアフターパルス[17]が発生する。そこで、過剰な電流の発生を防止するため、PMT に供給する高電圧は推奨電圧 (-2000 V) よりも低い -1400 V とし、レーザー照射の直前から約 50 μ s 間、PMT での増幅を電氣的に停止するためのゲート回路 (動作電圧 +150 V) を使用した。検出器からのアナログ電気信号は、Tektronix 社製デジタルオシロスコープ (MSO58) により、1.25 GHz でアナログデジタル変換し、レーザー照射直前から 1 ms 間の連続した波形データとして記録した。データ取得開始時間の判定には、レーザー照射と同期した TTL 信号を使用した。

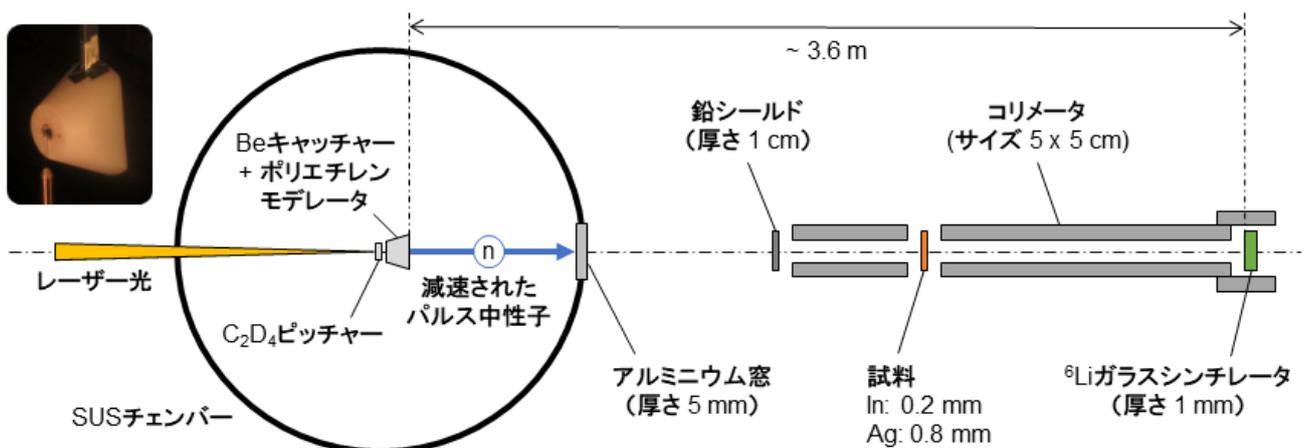


図 1 阪大 LDNS を使用した中性子 TOF 測定の概要図

3. データ処理

デジタルオシロスコープにより記録した連続波形データは、オフラインで処理し、中性子 TOF スペクトルに変換した。オフライン処理の手順は、ノイズ除去、ベースライン制御、及び、中性子信号の選別に分けられる。以下、その詳細を示す。

3-1. ノイズ除去

PMT に供給する高電圧を推奨電圧よりも低く設定したため、中性子による信号の増幅が減少することとなった。このため、レーザー照射に起因する電磁ノイズは、その振幅が相対的に大きくなり無視することができない。このノイズは高周波であるため、ノイズを低減するために9つのサンプル点幅（時間幅 7.2 ns）の平均から波形の移動平均線を計算し、これを移動平均波形データとして以下の手順において使用した。生データ、及び、移動平均波形データの例を図2に示す。

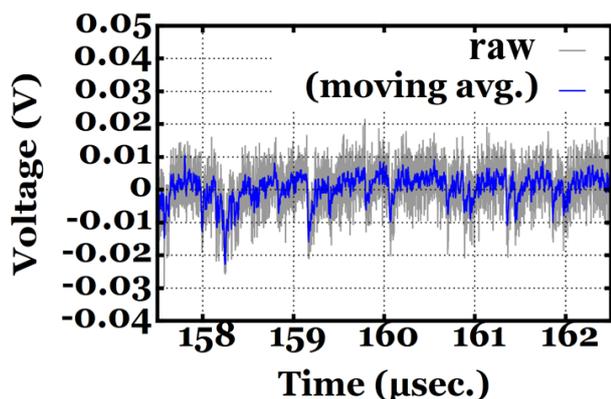


図2 生データと移動平均波形データの例

3-2. ベースライン制御

中性子信号を選別するために用いる電荷積分値のようなパラメータはベースラインに基づいて計算されるため、ベースラインを正しく見積もることは重要である。しかしながら、レーザー照射後にはシンチレータ内で大量の発光が発生する。この結果、シンチレータの燐光や、PMT 自体からのアフターパルス、ベースラインシフト等の影響により、PMT 出力のベースラインが 0 V に落ち着かず、しばらく浮いたままになる。このベースライン制御のため、約 6.4 μ s の時間区間の移動平均波形データ1点1点の電圧値のヒストグラムを作成した。ヒストグラムは、ノイズ除去時に移動平均を計算した際と同様に、時間区間を1点ずつスライドさせ、それぞれ作成した。次に、各ヒストグラムの中での最頻値を、その時間区間

の中心値でのベース電圧とし、最頻値から成る線をベースラインとした。移動平均波形データ、及び、そのベースライン処理後の波形データの例を図3に示す。

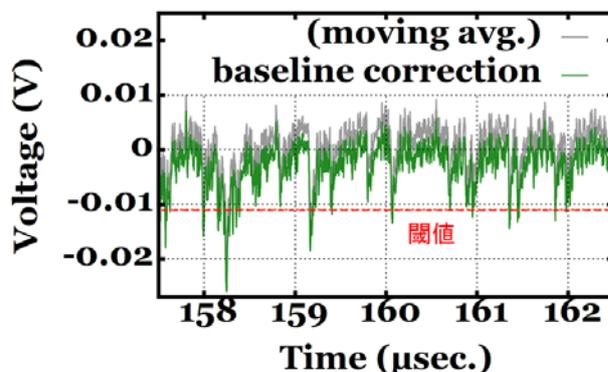


図3 移動平均波形データとベースライン処理後の波形データの例

3-3. 中性子信号の選別

電荷積分の計算は、電圧値がベースラインから大きく外れたときに行われ、その閾値は、ほとんどの中性子を拾うことができる値とした。計算した電荷積分値が適切な範囲に収まる信号を中性子信号として選別した。

4. 比較用のシミュレーション

実験結果と比較するため、試料を透過した中性子スペクトルを、モンテカルロ・シミュレーション・コード PHITS (Ver. 3.12) [18]と核データライブラリ JENDL-4.0 [19]を使用して計算した。計算では、実際の実験セットアップと同様の体系において、参考文献[20]のエネルギースペクトルを持つ高速中性子を Be キャッチャーの設置位置から 4π 方向に照射した。それぞれのシミュレーションにおける試行回数は、 3×10^{11} 回とし、検出器で検出される中性子数を計数した。

5. 結果

阪大 LDNS における実験で In と Ag を透過させて得た中性子スペクトルと、シミュレーション計算により求めた透過中性子スペクトルを図4に示す。実験データは、3回分のレーザーショットから得られた測定結果の合計値である。比較を容易にするため、シミュレーション計算により求めた透過中性子スペクトルは指数関数的なバックグラウンド、及び、検出器の検出効率で補正している。図4の通り、実験で In と Ag を透過させて得た中性子スペクトルは、シミュレーション計算に

より求めた透過中性子スペクトルと類似の傾向を示している。これは、 ^{115}In (1.46 eV) と ^{109}Ag (5.19 eV) の共鳴ピークを3回分のレーザーショットから観測できたことを示唆している。

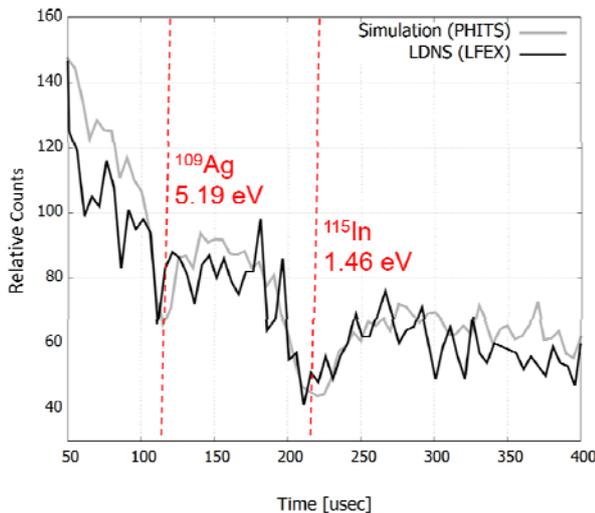


図4 実験で得た透過中性子スペクトルとシミュレーション計算により求めた透過中性子スペクトルの比較

6. まとめ

本技術開発では、LDNSのNRTAへの適用可能性を実験的に実証するため、大阪大学ILEのLFEXレーザーを用いたパルス中性子源を利用して中性子透過実験を行った。その結果、実験でInとAgを透過させて得た中性子スペクトルは、シミュレーション計算により求めた透過中性子スペクトルと類似の傾向を示した。これは、 ^{115}In (1.46 eV) と ^{109}Ag (5.19 eV) の共鳴ピークを3回分のレーザーショットから観測できたことを示唆しており、本結果は、中性子計数法で実施したLDNSを用いたNRTA実験により共鳴ピークを観測した世界初のデータである。

以上、本実験により、LDNSのNRTA適用可能性を示した。現在、中性子飛行距離の短縮化に伴って指数関数的に増大するガンマ線バックグラウンドの影響を抑制しながら高い中性子検出効率を目指した中性子検出器、及び、中性子の高計数率化に対応できるデータ処理システム等を開発中である。これらを組み込んだNRTAシステムを用いて実験を予定しており、LDNSを用いたNRTA測定により、共鳴ピークの深さから試料厚さを定量できることを実証する計画である。

謝辞

本技術開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」の一環として行ったものである。また、本技術開発のシミュレーション計算は、日本原子力研究開発機構のスーパーコンピュータHPE SGI8600を使用して実施された。

引用・参考文献

- [1] P. Schillebeeckx *et al.*, JINST, **7**, C03009 (2012).
- [2] J.W. Sterbentz *et al.*, “Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA): A Nondestructive Assay Technique for the Next Generation Safeguards Initiative’s Plutonium Assay Challenge”, INL/EXT-10-20620 (2010).
- [3] C. Paradelo *et al.*, EDP sciences, **146**, 09002 (2017).
- [4] P. Schillebeeckx *et al.*, Nuclear Data Sheets, **113**, 3054-3100 (2012).
- [5] W. Bang *et al.*, Phys. Rev., E **87**, 023106 (2013).
- [6] G.M. Petrov *et al.*, Physics of Plasmas, **19**, 093106 (2012).
- [7] S.R. Mirfayzi *et al.*, Appl. Phys. Lett., **111**, 044101 (2017).
- [8] S.R. Mirfayzi *et al.*, Nature Scientific Reports, **10**, 20157 (2020).
- [9] M. Roth *et al.*, Phys. Rev. Lett., **110**, 044802 (2013).
- [10] D. Jung *et al.*, Physics of Plasmas, **20**, 056706 (2013).
- [11] A. Alejo *et al.*, Nuovo Cim., C **38**, 188 (2016).
- [12] A. Macchi *et al.*, Rev. Mod. Phys., **85**, 751-793 (2013).
- [13] H. Tanaka *et al.*, “Evaluation of neutron pulse width in laser-driven neutron source using organic scintillator”, Proc. 2019 IEEE NSS/MIC (2019).
- [14] S. Kopecky *et al.*, “Study of a compact NRA system”, EUR 28245 EN (2016).
- [15] N. Guler *et al.*, Journal of Applied Phys., **120**, 154901 (2016).
- [16] N. Miyanaga *et al.*, J. De Physique. IV France, **133**, 81-87 (2006).
- [17] Hamamatsu Photonics K. K., “PHOTOMULTIPLIER TUBES: Basics and Applications”, 3rd ed., August, (2007), Available from: https://www.hamamatsu.com/resources/pdf/etd/PMT_handbook_v3aE.pdf.
- [18] T. Sato *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol., **55**, 684-690 (2018).
- [19] K. Shibata *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol., **48**, 1-30 (2011).
- [20] H. Nishimura *et al.*, J. Plasma Fusion Res., **95**, 3-10 (2019), in Japanese.

高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発 —新たなデバイス概念の展開とデバイスの核不拡散性の検討—

Development of a passive reactor shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors
- Feasibility of the innovative device-idea and its nonproliferation features-

*川島 正俊¹, 相楽 洋¹, 守田 幸路²

1 東工大, 2 九大

*Masatoshi Kawashima¹, Hiroshi Sagara¹, Koji Morita²

1 Tokyo Institute of Technology, 2 Kyushu University

Feasibility of a concept of innovative passive-reactor-shutdown device has been studied, targeting to strengthen safety-"diversity" and -"robustness" of measures to prevent core damage accidents in sodium-cooled fast reactors. The device utilizes metal-fuel-alloys to meet required passive capability. We have investigated target measures to achieve inherent safety capability under unscrammed (Anticipated Transient without Scram; ATWS) events in a 750MWe class mixed oxide-fuel fast reactors. As the countermeasure to prevent occurrence of core disruptive accidents, we have built a basic proposal of this passive device design, taking into accounts for engineering restrictions to be required in some design phase. In this study we have selected Pu-U-Fe and Pu-U-Zr alloys for the candidate fuel materials used in this device. Some of physical quantities important for nuclear non-proliferation were quantitatively evaluated. We also examined the basic characteristics of criticality in fuel subassembly handling, common to safety and nuclear security. Furthermore, we discussed a fuel accountancy aspect in plant safeguards management, when the devices are activated in ATWS events.

1. 緒言

福島原子力発電所の事故以降、設計基準事故を超えるシビアアクシデントを含む設計拡張状態(DEC)を考慮することが求められており、その発生防止方策を原子炉の設計上考慮することが重要となっている(1)。

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故に対する発生防止対策の「多様性」と「頑健性」を強化する新しい集合体型の受動的炉停止デバイス(以下デバイスと呼ぶ。)の工学的成立性ならびに実現性について検討している(2),(3),(4)。混合酸化物燃料大型高速炉を対象に炉停止機能喪失(ATWS)事象の Unprotected Transient Over Power (UTOP) および Unprotected Loss of Flow (ULOF) 事象時の双方に負の反応度効果期待できる方策を継続して検討している。金属燃料物質を利用する受動的炉停止デバイス概念である。この新たなデバイス基本仕様と利用する核燃料物質の安全及び核不拡散上の規制に関わる基本的特性を検討した。

2. デバイス基本仕様

デバイス導入を想定した高速炉は、750 MWe 混合酸化物燃料高速炉である(炉心部長さ 100cm、上下軸ブランケット 20cm、冷却材入口温度 395°C、出口温度 550°C、取替燃料 Pu 富化度約 19%および約 23%、取出平均 150Gwd/t 高燃焼度、ナトリウムボイド反応度(ラップ管内)約 6%)。炉心に

は燃料集合体 270 体、本デバイス 16 体を設定し、炉心特性および ATWS 過渡特性を計算(5)した。

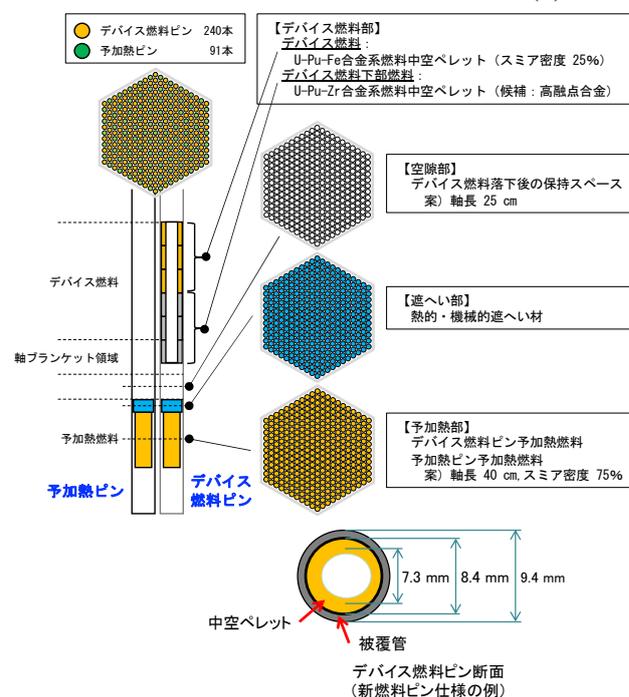


図 1. 合金系デバイス燃料ピンの集合体内配置とピン構造

デバイスの概要を図 1 に示す。上部のデバイス燃料領域と、下部の予加熱領域とから構成されている。定格運転時にデバイス燃料は固体状態である。下部の予加熱領域は、定格運転中にデバイス

燃料下端位置の冷却材温度を所要のレベルとするために配置されている。デバイス本数は ATWS 状態でドライバ領域の燃料・冷却材・構造材の温度変化に伴い加わる正の反応度に卓越する負の反応度を投入可能なデバイス集合体の初期設定として 16 体とした。ATWS 事象発生時、デバイス燃料領域の燃料温度を融点以上となるように選定している。それにより ATWS 事象発生時の炉心燃料集合体内の冷却材沸騰発生に至る前に、上記のデバイスが作動し液相化した合金燃料が燃料内面に沿って中空部分を落下し負の反応度が投入され、炉は静定し安定冷却状態に至る。

デバイス燃料候補として U-Pu-10at.%Fe 合金を想定し、これまでの検討結果からデバイス燃料の Pu: U 比は 1:2 から 1:3 の範囲とした。予加熱部燃料候補として、融点の高い U-Pu-10wt.%Zr 合金 (75%スミア密度)で Pu: U 比は 1:2 から 1:1 の範囲とした。

3. 安全・核不拡散性の検討

デバイス燃料候補である U-Pu-Fe、U-Pu-Zr 燃料の組成範囲を想定し、核不拡散上重要な物理量を定量評価した。また、安全・核セキュリティに共通する水没時の臨界性の基本特性検討を行った。更に、本デバイスの効果として、ATWS 事象発生時に、デバイス動作により炉心損傷を受けない場合の核物質管理への影響について、保障措置の観点から考察した。

3-1. 核不拡散性

核不拡散性評価手法として、核不拡散が網羅する核セキュリティと、保障措置両方に共通で基盤となる Material Attractiveness (不正利用価値) (6),(7)を用いた。評価基準に照らして重要度を 4 段階に区分分けした。区分 I は核爆発装置(NED)製造に最も好ましく、区分 II は潜在的に可能、区分 III は不可能ではないが非現実的、区分 IV は最も難しいことを指す。

核不拡散上重要な物理量 (重量、裸の臨界質量 (BCM)、その崩壊熱 (DH-BCM) 及び自発中性子発生量 (SFN-BCM)、処理の時間と複雑さ) を定量評価し、現行 MOX 燃料集合体との比較を行った。本検討では、デバイス燃料候補である U-Pu-10at.%Fe 合金および予加熱領域の燃料 U-Pu-10w%Zr 合金のうち、炉心開発において選定が進められている Pu 富化度 0.25 (Pu : U=1 :

3) から ~0.5 (Pu : U=1 : 1) の範囲を評価対象とした。臨界計算には MCNP6.2 コード(8)及び JENDL4.0 に基づく核データ(9)を用いた。

NED 製造フェーズにおける評価結果を示す。表 1 に、単離された α 相金属 Pu の BCM、DH-BCM、SFN-BCM の物性評価結果を示す。金属 Pu は臨界性に優れ、BCM は 13.7 kg と小さく、発熱量も高くなく、いずれも区分 I と評価された。一方で、MOX 燃料に用いられる原子炉級 Pu には偶数番号 Pu 同位体が 10~30 %含まれており、 10^6 n/s を超える中性子放出がある。区分 II ~ III の評価結果となり、NED の爆発信頼性を重視する国家に対しては技術的障壁となり得ることを示した。

表 1 金属 Pu の臨界質量、崩壊熱、自発核分裂中性子放出率

Pu 富化度 (wt%)	BCM (kg)	DH-BCM (W)	SFN-BCM (n/s)
100	13.7	176	5.25E+06
実用性区分	I	I	III

(注) Pu : プルトニウム(ここでは軽水炉使用済燃料取出し組成)、BCM : 裸の臨界質量、DH-BCM : 崩壊熱量、SFN-BCM : 自発核分裂中性子放出量

処理フェーズにおける評価を行った。金属 Pu 単離に必要な工程数を評価し、評価基準と比較した。デバイス燃料として、未照射 U-Pu-Fe/Zr 燃料の場合、U-Pu 分離または Pu 単離には、Fe、Zr 分離及び U 分離が必要である。例えばフッ化処理し選択的に重金属のみを気化させて分離や、酸への溶解/沈殿の数ステップのシンプルな処理により単離が可能である。また、保障措置上の転換時間としては Order of weeks (1~3 weeks) に分類される。Pu 分離及び U-Pu 分離ともに、区分 II と評価された。参照値として MOX 燃料を評価すると、U-Pu 分離には加熱等による脱酸素工程のみで区分 I、Pu 単離にはさらにフッ化処理や酸への溶解/沈殿の数ステップが必要であり区分 II、保障措置上の転換時間としては Order of weeks (1~3 weeks) に分類され区分 II である。U-Pu-Fe/Zr 燃料は金属分離 Pu への転換時間の点で MOX 燃料同等の評価結果となった。核セキュリティの点では、今後、取得フェーズの評価を行う予定である。

3-2. 水没時の臨界性の基本特性検討

核物質取り扱いの安全・核セキュリティに共通し、水没時の臨界性の基本特性検討を行った。デバイス燃料候補材の想定の中で臨界性が最大となる Pu 富化度 50%まで範囲を想定して燃料集合体

単体の臨界性を計算した。臨界計算は、SLAROM(10)-DIF3D(11)コードを用い、核データとして70群定数JFS-3-J4U1(12)を用いた。

MOX燃料集合体と、デバイス集合体の単体臨界性の計算結果によると、ナトリウム中及び水中いずれにおいても実効増倍率は大きく1.0を下回った。一方、Pu富化度50%と高い想定の下では水中下であっても未臨界を保つが、MOX燃料集合体より厳しい臨界管理が求められる可能性を示した。

3-3. 炉心損傷回避による保障措置上の取扱いの考察

本デバイスの効果として、ATWS事象発生時に、デバイス動作により炉心損傷を受けない場合の核物質管理への影響について、保障措置の観点から考察した。

まず、炉心損傷に至った場合について、炉心燃料の熔融、移動、再固化により核物質の配置が変更される。そのため、通常時には燃料集合体単位でのアイテム管理が行われているが、核物質の炉容器内再配置（ナトリウム冷却高速炉体系）によりアイテム管理ができなくなる。従来通りの計量管理を進めるにはバルク管理が必要となる可能性があるが、十分な精度の測定手法が確立していない。従来にはない保障措置アプローチが求められる。

一方、本デバイスの動作により、ATWS発生時の炉心損傷に至る確率を十分小さくできる場合、デバイス内での核物質の移動はあるもののデバイス内の核物質量は保存されており、集合体は形状が保持されアイテム管理が可能となる。デバイス内部での再配置した核物質の検認は必要だが、通常保障措置を大きく逸脱せずに実行可能となることが期待される。

4. デバイス核燃料の核不拡散上の評価のまとめ

デバイス燃料候補材の物性及び使用されるPu量の想定範囲を基に、核不拡散上重要な物理量を定量評価し、現行MOX燃料集合体との比較を行い、想定されるデバイスの扱い量の特徴を抽出した。U-Pu-Fe/Zr合金燃料からPu金属への転換には複数工程が必要であり、MOX燃料と同程度の不正利用価値評価結果を得た。核セキュリティ及び保障措置いずれにおいてもMOX燃料と同程度の要求となる可能性を示した。

デバイス新燃料集合体の取り扱いに関わる臨界安全評価を行い、集合体単体の水中とナトリウ

ム中いずれも十分未臨界となる結果を得た。

更に、本デバイスの効果として、ATWS事象発生時に、デバイス動作により炉心損傷を受けない場合の核物質管理への影響について、保障措置の観点から考察した。

謝辞

本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業の助成を受けたものです。

引用・参考文献

- [1] IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standard Series No. SSR-2/1 (Rev. 1), Vienna, March 2016.
- [2] 川島正俊、相楽 洋、守田 幸路、日本核物質管理学会 第41回年次大会 会議論文集#4120、
- [3] K. Morita et al., Proc. 28th International Conference on Nuclear Engineering IICONE28), August 4-6, 2021, Virtual, Online
- [4] 日本原子力学会 2021 秋の大会予稿集、[2E01] 守田他、[2E04] 相楽他
- [5] 日本原子力学会 2020 秋の大会予稿集、[2I02] 守田他、[2I03] 相楽他。
- [6] C. G. Bathke et al., Proc. Global 2013 (2013)
- [7] T. Aoki, Ann. Nucl. Energy, Vol. 126, P. 427-433 (2019)
- [8] MCNP[®] USER'S MANUAL Code Version 6.2, Los Alamos National Laboratory report LA-UR-17-29981.
- [9] K. Shibata et al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011)
- [10] M. Nakagawa, K. Tsuchihashi, "SLAROM: A Code for Cell Homogenization Calculation of Fast Reactor," JAERI 1294, Japan Atomic Energy Research Institute (1984)
- [11] K. L. Derstine, "DIF3D: A Code to Solve One-, Two-, and Three-Dimensional Finite-Difference Diffusion Theory Problems," ANL-82-64, Argonne National Laboratory (1984)
- [12] 杉野 和輝他、JENDL-4.0 に基づく高速炉用炉定数 UFLIB.J40 及び JFS-3-J4.0 の作成 JAEA-Data/Code 2011-017

画像認識深層学習と自然言語処理を組み合わせた悪意行動監視

Malicious Acts monitoring by combining image recognition deep learning and natural language processing

*出町 和之¹, 陳 実¹, 須藤 大揮¹

¹ 東京大学

*Kazuyuki Demachi¹, Shi Chen¹, Masaki Sudo¹

¹The University of Tokyo

Deep learning has been very successful in various fields. In particular, since image data contains a lot of information, it is expected that deep learning will be applied to nuclear security technology for detecting the malicious action. However, most human action recognition using deep learning only sets OK / NO in advance for the combination of object identification result, so it is difficult to apply them to complicated nuclear security situation. So, it is desirable to detect malicious actions in captured images according to these rule documents. If it is possible to flexibly determine whether the captured image scene violates or matches the nuclear security rules, it is necessary to greatly improve its practicality. However, this requires different deep learning fusion for image identification and natural language processing. One of the reasons this is difficult is that there is no common data format between different types of deep learning. In this study, it was determined that the logic representation is the most suitable as a common data format, and a deep learning interface method between image recognition and natural language processing was developed via a logic representation. This allows flexible judgment of malicious actions according to the rule document.

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故から学んだ教訓の一つは、テロリストによる原子力発電所への妨害行為も同様の事故を引き起こす可能性があるという認識である。原子力発電所にとって特に注目すべきは、内部脅威者による妨害破壊行為である。国内では個人の信頼性確認や2人ルールの実施が義務化されているが、いずれも予防であり妨害破壊行為の検知ではない。すなわち物理的防護の4つのステップ(予防、検知、遅延、対抗)のうち第1段階目しかない事が、我が国の内部脅威者対策の現状であり、内部脅威者検知技術の開発は急務である。

近年、深層学習は様々な分野で成功を収め、特に画像深層学習モデルの活躍が目覚ましい。監視カメラ画像から万引きなどの犯罪行為を検知する深層学習モデルもすでに実用化されている。これらはいずれも、犯罪時における動作認識と物体認識との組み合わせに対し予め定めたルールに基づいて犯罪の有無を判定する。しかし核セキュリティ犯罪に関する動作は通常作業の動作に偽装される場合があり、これを動作と物体の組み合わせに従って検知しようとするすると予め定めるべきルールが膨大になる。

一方、核関連施設では核セキュリティ上の違反行為は遵守・禁止文として定義されている。仮に、撮影画像中の違反行為の有無を、遵守・禁止文との一致・不一致で判定することができれば、予め膨大なルールを定める必要がなくなり実用性が極めて高まる。

しかしそのためには、画像認識と自然言語処理という異なる深層学習同士の融合が必要である。現在、多くのAI研究が行われているが、そのほとんどは各分野内で閉じており、異種深層学習同士をリンクした例は無い。一方、人間の脳は言語、視覚、発話、触覚など、あらゆる種類の認識情報をリンクして処理している。もし、脳のように様々な深層学習同士を融合できれば、深層学習研究は新たな展開を迎えることができるだろう。そのために必要な要素の一つは、異種深層学習間で共通のデータ形式を見つけることである。本研究では、画像認識と自然言語処理の共通データ形式として論理表現[1]の適用を提案した。論理表現とは、「物体-人間」等の関係を表現する手法の一つである。本研究では次の3つのアルゴリズムを開発した。

- 画像論理表現化アルゴリズム(A)
- 遵守・禁止文の論理表現化アルゴリズム(B)
- 遵守・禁止文違反判定アルゴリズム(C)

2. 画像の論理表現化アルゴリズム(A)

図1に現在開発中の悪意行為検知判定AIシステムを示す[2]。まず、監視カメラやスマートグラスを通して物体認識、顔認識、全身動作認識、手元動作認識を行う。物体認識ではYOLOv3[3]を使用し、顔認識は顔画像をユークリッド距離に変換し学習するFaceNet[4]、全身動作認識はRGB画像から全身の関節座標を推定するVnect[5]、手元

動作認識には深度情報なしの RGB 画像から 3 次元手元関節部位を予測する Hand3D[6]を用いた。

ここで得られる画像認識結果を相互距離関係を論理表現化し、アルゴリズム(B)で得られる遵守・禁止文の論理表現とアルゴリズム(C)で比較し、違反の有無を判定する。本論文では画像の論理表現化[2]の手法の詳細については割愛し、遵守・禁止文の論理表現化に焦点を当てる。

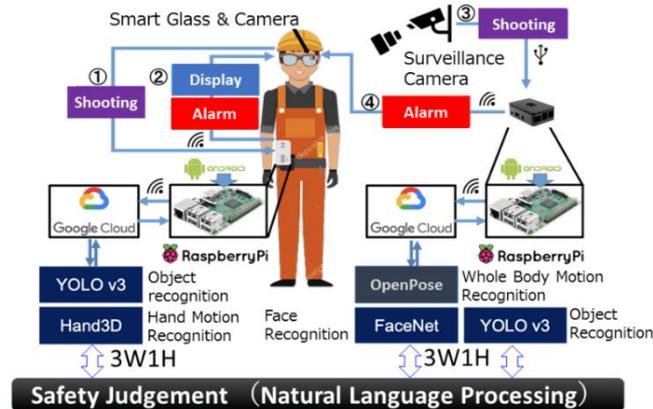


図 1 悪意のある行為検出 AI システム[2]

3. 遵守・禁止文の論理表現化アルゴリズム(B)

このアルゴリズムは自然言語処理を用いた次の 4 つの機能により構成される。

- 機能 1: 禁止文・遵守文・それ以外を分類
- 機能 2: 係り受け解析
- 機能 3: 類義語の統一
- 機能 4: 比較可能な論理表現の作成

3.1 機能 1

まずはルール文を遵守文・禁止文・それ以外の 3 通りに分類するため、文意を正しく捉えられる自然言語処理モデルが必要である。また、使用可能なデータも限られているため、学習データの要求量が低いことが望ましい。そこで本研究では、追加学習により様々なタスクに応用可能な事前学習モデルである BERT(Bidirectional Encoder Representations from Transformers)[7]を用いた。

BERT は自然言語処理の複数のタスクが可能であるが、本研究で着目したのは二値分類タスクである。しかし機能 1 では文を禁止文・遵守文・それ以外の 3 種類に分類する必要があり、少量のデータセットのみでの三値分類は困難である。そこで本研究では、二段階の二値分類を組み合わせる手法を提案した。この手法では

第一段階分類と第二段階分類でそれぞれ異なる最適なデータセットによる追加学習が可能となり、少量のデータセットのみでも十分な分類精度を達成できる。

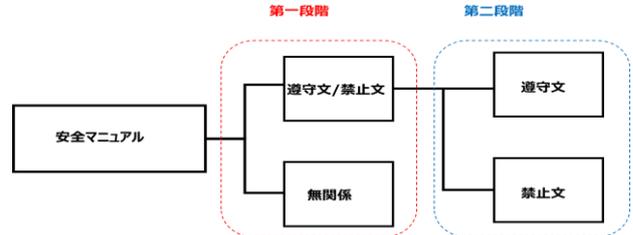


図 2 二段階の BERT による対象文の三値分類

3.2 機能 2

次に、分類された遵守・禁止文の構造を係り受け解析により把握し、主語・述語・目的語を明確にした。ここでは、後の論理表現化を見据え、日本語を Universal Dependencies (UD) [8]に変換可能なモデルである GiNZA[9]を用いた。UD は多言語で一貫した構文構造とタグセットを定義するものであり、これを用いることで他言語の論理表現作成手法を日本語に適用可能となる。

単語列を ω 、係り受け木を d とし、機械学習によりエッジスコア $\sigma(i, d, i', \omega)$ を定義すると、エッジスコアの総和が最大となる係り受け木 \hat{d} は

$$\begin{aligned} \omega &= \langle \omega_1, \omega_2, \omega_3, \dots \rangle \\ d &= \langle d_1, d_2, d_3, \dots \rangle \\ score &= \sigma(\langle i, d_i \rangle, \omega) \\ \hat{d} &= \operatorname{argmax} \sum_{i=1}^n score \end{aligned} \quad (1)$$

となり、入力文に対する全ての係り受け木の中から探索できる。図 3 に「使用後はスイッチを切ってください」という遵守文の係り受け解析の結果の例を示す。

遵守文：使用後はスイッチを切ってください。

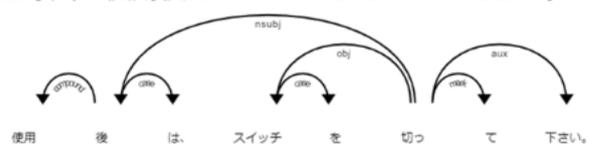


図 3 UD 対応係り受け解析結果

3.3 機能 3

画像側の論理表現における単語はあらかじめプログラム上で定義された単語のみであるため、遵守・禁止文側の論理表現における単語も画像情報の語彙と統一しなければならない。このため、

び替え、共通する x 単語の順に列を並び替えることで、行列が一致する場合は格助詞の対応が一致すると意味推定できる。図 5 の場合は行列が一致することから、遵守文の規則を守っており正当と判定される。

5. 論理表現の比較による判定結果の例

ここでは、仮想的な画像論理表現を用いて結果を検証する。複数の労働安全ルール文から 4. に述べた手法により論理表現を抽出し、同じく手動で用意した仮想的な画像出力との比較を行った。

表 1 遵守文と画像の論理表現の比較による判定

文	ヘルメット(x_0) \wedge を(e_0, x_0) \wedge めがね (x_1) \wedge を(e_0, x_1) \wedge 利用する (e_0)		
画像	ヘルメット(x_0) \wedge を(e_0, x_0) \wedge \neg 利用(e_0) \wedge めがね (x_1) \wedge を(e_1, x_1) \wedge 利用(e_1)		
行列		ヘルメット	めがね
	文	利用	利用
	画像	\neg 利用	利用
	一致	NO	YES
判定	BAD \therefore Match = NO		
理由	ヘルメット, 利用		

表 2 禁止文と画像の論理表現の比較による判定

文	イヤホン(x_0) \wedge を(e_0, x_0) \wedge 場(x_1) \wedge で (e_0, x_1) \wedge \neg 利用(e_0)		
画像	ヘッドホン(x_0) \wedge を(e_0, x_0) \wedge イヤホン (x_1) \wedge を(e_0, x_1) \wedge 利用(e_0)		
行列		イヤホン	
	文	利用	
	画像	利用	
	一致	YES	
判定	BAD \therefore Match = YES		
理由	イヤホン、利用		

表 1 の最上段は「ヘルメットとめがねを利用してください」という遵守ルール文の論理表現結果であり、画像出力では「ヘルメットとめがねを利用していない」という論理表現を仮定した。よって、これは遵守文に反しており、BAD(違反)という判定結果が得られたことは適切である。また、BAD の場合の共通単語を出力することで、何が原因であるかも示した。

表 2 最上段は「現場ではイヤホンを利用しないでください」という禁止ルール文の論理表現結果であり、画像出力では「ヘルメットとイヤホンを

利用している」という論理表現を仮定した。よって両者は一致しており BAD(違反)という判定結果が得られたことは適切である。また、BAD の理由は「イヤホン」と得られた。

6. 結論

本研究では核セキュリティ上の悪意行為判定のために画像認識と自然言語処理とを融合した手法を提案し、自然言語処理アルゴリズムの実装を行った。異なる深層学習間の共通データ形式には論理表現を提案した。核セキュリティの代わりに作業安全ルール文を対象にした解析では正しい判定結果を得ることができた。

引用・参考文献

- [1] J. Zhang and N. M. El-Gohary, "Integrating semantic nlp and logic reasoning into a united system for fully-automated code checking," Automation in construction, vol. 73, pp. 45-57, 2017.
- [2] Shi Chen, Kazuyuki Demachi, and Manabu Tsunokai, "A Real-Time Automated Approach for Ensuring Proper Use of Personal Protective Equipment (PPE) in Construction Site", Proc. 18th Int. Conf. Computing in Civil and Building Engineering, pp. 1115-1126, 2020.
- [3] Joseph Redmon, Santosh Divvala, Ross Girshick, Ali Farhadi, "You Only Look Once: Unified, Real-Time Object Detection", CVPR, pp.779-788, 2016.
- [4] Florian Schroff, Dmitry Kalenichenko, James Philbin, "FaceNet: A unified Embedding for Face Recognition and Clustering", CVPR, pp.815-823, 2015.
- [5] Dushyant Mehta, Srinath Sridhar, Oleksandr Sontnychenko, Helge Rhodin, Mohammad Shafiei, Hans-Peter Seidel, Weipeng Xu, Dan Casas, Christian Theobalt, "VNect: real-time 3D human pose estimation with a single RGB camera", TOG, Vol. 36, Issue4, No.44, July 2017.
- [6] Christian Zimmermann, Thomas Brox, "Learning to Estimate 3D Hand Pose From Single RGB Images", ICCV, pp.4903-4911, 2017.
- [7] Jacob Devlin, Ming-Wei Chang, Kenton Lee, and Kristina Toutanova. "BERT: Pre-training of deep bidirectional transformers for language understanding", arXiv: 1810.04805, 2018.
- [8] "UD Japanese BCCWJ: 現代日本語書き言葉均衡コーパスの Universal Dependencies", 大村舞, 浅原正幸, 言語処理学会第 24 回年次大会講演論文集(2018), p.10-3.
- [9] 松田寛, 大村舞, 浅原正幸. 短単位品詞の用法曖昧性解決と依存関係ラベリングの同時学習, 言語処理学会第 25 回年次大会 発表論文集, 2019.
- [10] Miller, Geroge A, "WordNet: a lexical database for English.", Communications of the ACM, 1995, 38.11, pp.39-41.
- [11] M. Lewis and M. Steedman. A* CCG Parsing with a Supertag-factored Model. In Proceedings of EMNLP2014, 2014.

大規模公共イベント等における核・放射性物質モニタ技術開発

Monitoring technique for detection of nuclear and radioactive materials on major public events

*持丸 貴則¹, 小泉 光生¹, 高橋 時音¹, 弘中 浩太¹, 木村 祥紀¹,

佐藤 優樹¹, 寺阪 祐太¹, 山西 弘城², 若林 源一郎²

日本原子力研究開発機構¹, 近畿大学原子力研究所²

Takanori Mochimaru¹, Mitsuo Koizumi¹, Tohn Takahashi¹, Kota Hironaka¹, Yoshiki Kimura¹,

Yuki Sato¹, Yuta Terasaka¹, Hirokuni Yamanishi², Genichiro Wakabayashi²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Atomic Energy Research Institute, Kindai University

In order to improve the potential of counter terrorism in major public events, the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) has started developments of broad-area covering rapid nuclear and radioactive materials. Technological goal is to improve the abilities of detection, localization and identification of nuclear and radioactive materials. In this project, we performed a test of a portable 1^m-cubic CsI(Tl) scintillation detector combined with GPS and QZSS "Michibiki". It was confirmed that this device can find the increase of radiation field of 0.1-mSv/h of Cs-137 in a second, and identify of the gamma-ray peak of that in a few minutes. The GPS localization ability was found to be less than 2 m. Plastic scintillation detectors are also being developed for detection of fast neutrons from nuclear materials and neutron sources. To improve the sensitivity to fast neutrons, a pulse shape discrimination technique was introduced. A performance test was carried out at Kindai University and at the JAEA using PuBe(α ,n) and Cf-252 sources, respectively. In this report, the progresses of the project are given.

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（原子力機構）では、文部科学省核セキュリティ強化等補助事業のもと、大規模イベント等において核・放射性物質を用いたテロ行為等を未然に防ぐため、大規模イベント会場等においてそれらを検知することを目的に、サッカースタジアムやコンサート会場などを対象とした広域かつ迅速な核・放射性物質検知技術開発を開始した。

イベント会場において核テロを防ぐためには、核・放射性物質持ち込みを防ぐとともに、たとえ持ち込まれたとしても、それを迅速に検知し、処理することが肝要である。そのためには、会場入口のモニタリング機器や、可搬型検出器による検知システムが重要な役割を果たす。図1に広域モニタの対応の流れを示す。広域モニタは、効率よく核・放射性物質の存在を検知し、場所を特定し、さらに、検知された放射性物質の核種を特定する必要がある。こうした情報を

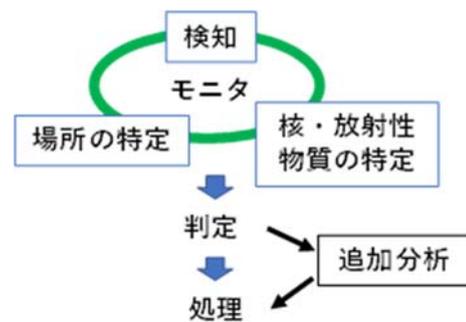


図1 広域モニタの対応の流れ

基に、脅威を評価することにより、速やかな対応を進めることができる。そのため、検知システムには高い感度が求められる。さらに、実用化においては、小型化、堅牢性、取り扱いやすさ、低コスト化といったことが求められる。本発表では、原子力機構が進めている検知技術開発の一部を紹介する。

2. 可搬型 GPS 付ガンマ線測定装置

広いイベント会場で、見落とすことなく、放射性物質がないことをサーベイするには、測定位置と同時に放射線測定結果を記録する環境放射能マッピングが有効である。

GPS の情報とガンマ線を検出する放射線計測器は市販されているが、従来の GPS においては、誤差 10 m 程度と精度に問題があった。2018 年より準天頂衛星「みちびき」が運用されるようになり、それに対応した GPS を用いると位置精度を誤差 1 m 程度まで向上させることができる。そこで、「みちびき」に対応した GPS を取り付けたガンマ線測定装置を製作し、どのような運用が可能であるかを確認するため試験的な測定を行った。

測定に用いたのは、1 インチ角 CsI シンチレーション検出器で、TAC 社が本研究用に製作したものである。外観を図 2 に示す。本装置では、スペクトル、及び、計数率、GPS 測位情報等をデータとして定期的を取得することができる。重量は約 1 kg で、バッテリー駆動で 10 時間連続測定できる。

図 3 は、歩きながら環境測定した結果を示したものである。各点は 1 秒間隔の測定で、計数率により色分けしている。検出器の計数をプロットすると環境放射能が場所により変わることが確認でき、木の茂みでは、その他の場所と比較して、計数率が増えることが確認された。図 4 は、計数率が増えた領域を含めた前後 70 秒間を足し合わせて得られたガンマ線スペクトルで、道路等の比較的計数率が低い場所では現れない 662 keV ガンマ線（ピーク領域で約 8 cps）が現れたことから、福島第 1 原子力発電所から放出された Cs-137 が集まったものであることが分かった。

本試験の結果、歩行ルートがよく再現されていることから、1 m 程度の精度で位置を特定でき



図 2 GPS 付 CsI 検出器外観

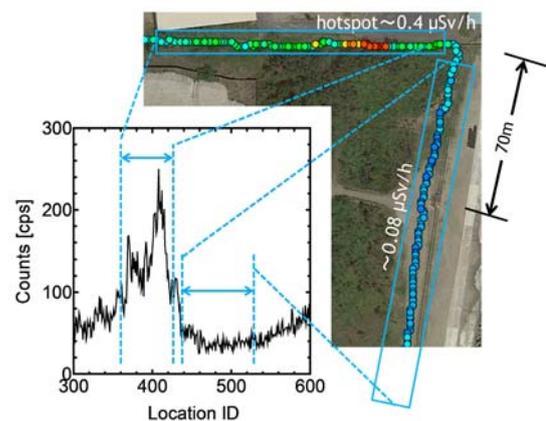


図 3 環境測定の結果

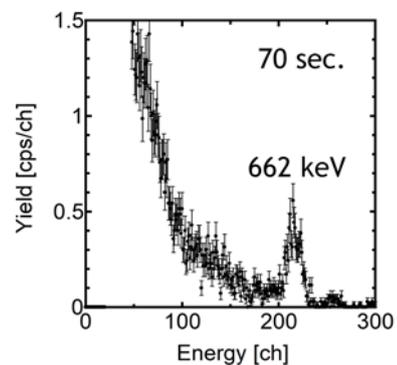


図 4 計数率が増えた領域のガンマ線スペクトル

ることが確認できた。また、フィールド試験の結果(図 4 参照) から、空間放射能 0.4 μ Sv/h (BG 0.08 μ Sv/h)の場合、Cs-137 の 662keV ピークが 15

秒で有意に検出できることがわかった。今回は Cs-137 による計数率上昇を観測したが、実際の広域モニタにおける計数率の上昇要因としては自然起源放射性物質 (NORM: Naturally Occurring Radioactive Materials) や、医療・産業用 RI 等が想定される。これらは誤警報の発生源となるため、放射性物質を特定する技術が重要となる。原子力機構においては、スペクトルの解析・診断能力を向上させるために、機械学習を取り入れるための技術開発を進めている。

3. 高速中性子検知技術開発

核物質や中性子源を探知する場合、ガンマ線を検出するよりも、透過力が高く、遮蔽が難しい高速中性子を検出する方が有効な場合がある。そこで、原子力機構では、高速中性子に感度を持ち、加工・取り扱いが容易かつ安価なプラスチックシンチレーターを用いた検出器開発を開始した。プラスチックシンチレーターは、高速中性子だけでなく、ガンマ線にも感度を有する。そのため、高速中性子への感度を高めるには、環境放射能であるガンマ線の感度をできるだけ抑える必要がある。

波形弁別 (PSD: Pulse Shape Discrimination) 法は、高速中性子とガンマ線がシンチレーター内で引き起こす蛍光の減衰時間が異なることを利用して、光電子増倍管からの出力波形を分析することにより放射線の種類を区別する手法である。ガンマ線による信号と区別して測定ができるため、中性子を S/N (Signal と Noise の比) 良く計数することができる。近年、PSD 測定が可能なプラスチックシンチレーターが開発されている[1, 2]。本プロジェクトでは、長尺形状 (25×25×250 mm) のプラスチックシンチレーター (ELJEN Technology 社製、EJ-276) を導入して技術開発を進めることにした。

シンチレーターは、テフロンテープを反射材

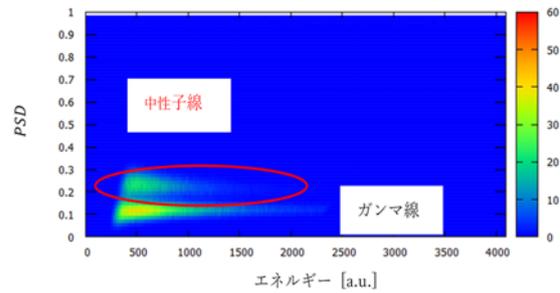


図 5 PSD ヒストグラム

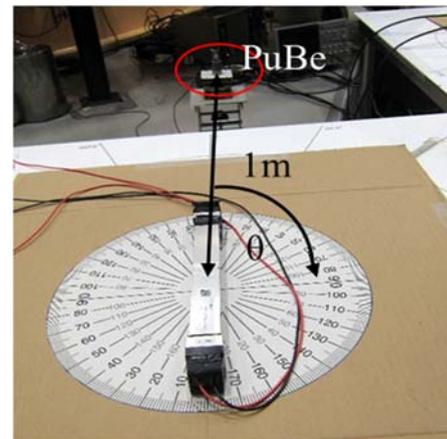


図 6 PuBe 実験体系図

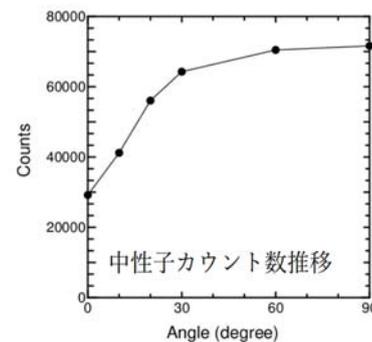


図 7 中性子カウント数推移。棒状シンチレーターの長辺方向が線源を指す向きを 0 度としている。

として巻いた後に Al ケースに収納し、両端に光電子増倍管 (PMT) (Hamamatsu H11934-100-010) を取り付けました。PMT からの出力は、デジタイザー (CAEN V1730D) に直接入力した。デジタイザーは、信号の立ち上りをトリガーとして、ロングゲート、ショートゲートを作り、信号の積分値 Q_L 、 Q_S とトリガータイムスタンプをリスト

形式にしてデータとして記録できる。測定後、記録されたデータの解析を行った。

図5はEJ-276を用いてCf-252のガンマ線、中性子線を測定したもので、横軸がエネルギー付与(Q_L)、縦軸が波形の特徴を示すパラメーターPSD ($= (Q_L - Q_S) / Q_L$) である。PSDと Q_L の分布から、中性子とガンマ線が弁別できることが確認できた。

導入したEJ-276は棒状のため、感度に角度依存性が生じる。そこで、角度依存性を調べるため、近畿大学においてPuBe(α, n)線源[3]を用いた試験を行った。図6に実験体系図を示す。図7は、検出器に対し中性子線源の方向を変えながら10分間測定したときの中性子由来の計数の変化を示した結果である。検出器の高速中性子に対する角度依存性の傾向を確認できた。シンチレーターの長辺方向が線源を指す方向に近づくと、急激に計数率が下がることが確認でき、長尺プラスチックシンチレーター1本を回転させ、計数率の変化を調べることで、線源方向探知に利用できることが分かった。

今後、シミュレーションを行い、この実験が再現するかどうか確認すること、より迅速な線源位置特定のため、複数のシンチレーターや減速材を組み合わせたシステムの構築等を進めていく予定である。

4. まとめ

大規模公共イベント等における核セキュリティ強化のため、核・放射性物質検知のためのガンマ線、中性子検出装置の技術開発状況について報告した。これらの検出器やコンプトンカメラ[4]、ネットワーク化による情報集約、位置認識技術や画像技術等との連携技術を開発していくことで、多角的かつ広範なモニタリングシステムの実現を目指した技術開発を進めている。また、ドローンや自走式ロボット、AIによる核

種同定等も視野に入れた技術開発を進めていくことも検討しているところである。

謝辞

本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業による成果の一部である。

参考文献

- [1] E.V. Pagano et al., “Pulse shape discrimination of plastic scintillator EJ 299-33 with radioactive sources”, Nuclear Inst. and Methods in Physics Research, A 889 (2018) 83–88.
- [2] EJ-276 PSD Plastic Scintillator Data Sheet, (https://eljentechnology.com/images/products/data_sheets/EJ-276.pdf).
- [3] G. Wakabayashi et al., “History and Present Situation of Kinki University Reactor”, Proceedings of Int. Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, 2012.
- [4] Sato Y, et. al., Remote detection of radioactive hotspot using a Compton camera mounted on a moving multi-copter drone above a contaminated area in Fukushima, J. Nucl. Sci. Technol., 57, pp. 734-744, 2020.

**東工大における原子力規制人材育成プログラム
「原子力安全・核セキュリティ・保障措置教育の体系化と実践」
(7) 2021 年度実施状況**

Nuclear Regulation Human Resource Development Program in Tokyo Tech
“The Advanced Nuclear 3S Education and Training (ANSET)”

(7) Implementation Status AY2021

* 韓治暎¹, 相楽洋¹, 松本義久¹, 千葉敏¹, 林崎規託¹, 池上雅子¹, 尾本彰¹, 片渕竜也¹,
鷹尾康一郎¹, 木倉宏成¹, 竹下健二¹

¹ 東京工業大学

* Chi Young HAN¹, Hiroshi SAGARA¹, Yoshihisa MATSUMOTO¹, Satoshi CHIBA¹, Noriyosu HAYASHIZAKI¹,
Masako IKEGAMI¹, Akira OMOTO¹, Tatsuya KATABUCHI¹, Koichiro TAKAO¹, Hiroshige KIKURA¹,
and Kenji TAKESHITA¹

¹Tokyo Institute of Technology

Tokyo Institute of Technology (Tokyo Tech) has established the Advanced Nuclear 3S (Safety, Security, and Safeguards) Education and Training (ANSET) program in 2017, supported by the Nuclear Regulation Authority (NRA) of Japan. The ANSET program aims to foster the next generation of leaders who have an expertise in nuclear safety, security, and safeguards, and can take the lead in 3S-related decision-making. Building on Tokyo Tech’s nuclear engineering program, the ANSET program provides an advanced 3S curriculum (3S Lectures, 3S Exercises, and 3S Internships) with more practical hands-on exercises to build response capacity to social needs of nuclear security. This paper describes an overview of the program and the implementation results in AY2020 and status in AY2021. In AY2020, 132 students (total 431 students since 2017) have taken the courses of the curriculum and 9 students (total 25 students since 2017), who met the requirements of the curriculum, have received the certificate of curriculum completion.

1. 緒言

東京工業大学は、2017 年より原子力規制人材育成事業「原子力安全・核セキュリティ・保障措置教育の体系化と実践」を遂行している [1]。本事業では、3S (Safety, Security, Safeguards) 専門科目を拡充・新設、体系的かつ実践的な教育カリキュラムを構築した。ここでは本事業の目的と概要、2020 年度に実施した講義と実習、2021 年度の実施状況などについて報告する。

2. 事業の目的と概要

本事業は、「核セキュリティ・保障措置を理解し、3S を俯瞰・主導できる人材」を育成することを目的としている。原子力専攻の学生に限ることなく、他専攻の修士あるいは博士課程の学生 (社会人学生を含む) も主な対象とする。そして核セキュリティ・保障措置と原子力安全の協働関係を有機的かつ一体的に扱うことのできる将来の 3S 分野のリーダーを育成する教育を行う。また、社会的ニーズの高い核セキュリティや 3S インタフェースのテーマに基づく実践的な実習を通じ、対応能力を備えたより実用的な人材の育成を実施する。

本事業では、既設の原子力基礎・専門科目に加え、3S の専門性、俯瞰・主導力、実践性を段階的

に育成する体系的、実践的教育カリキュラム (3S 講義、3S 実習、3S インターンシップ) を構築した (図 1)。

3S 講義科目は、3S 個々の基礎的な専門性を理解し、原子力安全との協働関係を有機的かつ一体的に理解する目的で開設した科目である。

3S 実習科目は、3S 講義科目により 3S を体系的に理解した上で、実習や実験を通じ更に理解を深める為に開設した科目である。3S のインターフェースを有機的かつ一体的に扱う事を目的としている。

3S インターンシップ科目は、より実践的な能力を高める人材の為に準備した科目であり、講義科目と実習科目の特定の履修条件を満たした本学に所属する学生を派遣する。

3. 2020 年度事業実施成果

2020 年度は、本学の新型コロナウイルス感染症対策方針に従って、すべての 3S 講義はオンラインで行った。3S 実習は、講義はオンライン、演習は対面で行うハイブリッド型で実施した。また、国内及び国外インターンシップは中止した。

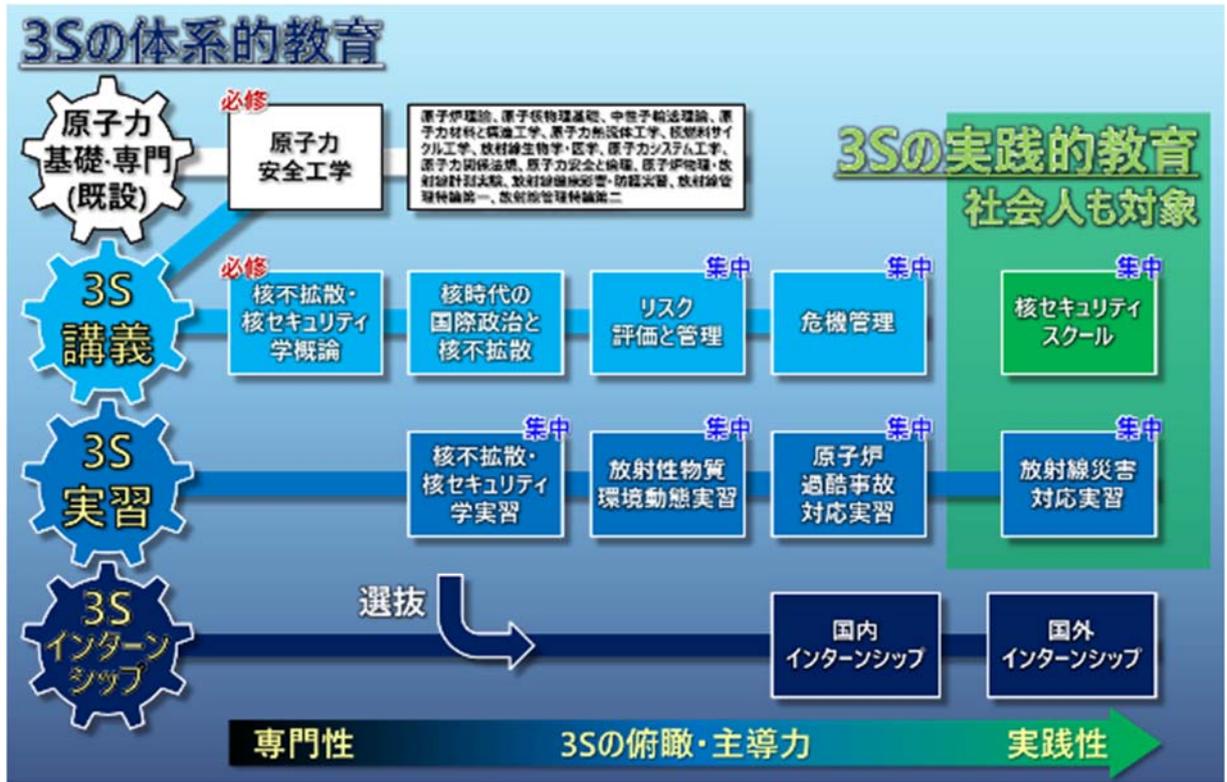
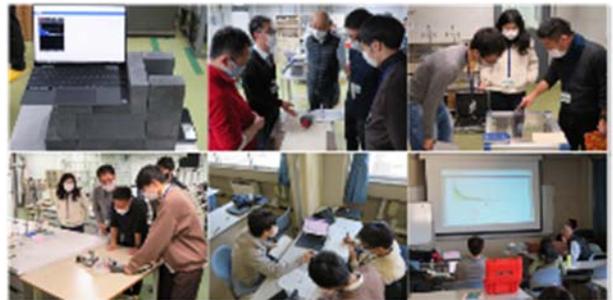


図1 教育カリキュラム

3S 講義である「リスク評価と管理」、「核不拡散・核セキュリティ学概論」、「核時代の国際政治と核不拡散」のオンライン授業では、アクティブ・ラーニングのために教員とティーチングアシスタント (TA) がフォローするブレイクアウトセッションを設けて、受講生同士のグループディスカッションやグループワークを行った。

隔年で開講する 3S 実習の内「核不拡散・核セキュリティ学実習」では、前回 (2018 年度) と同様の内容で対面の実習と見学ができた。一方、2018 年度に米国 TAMU (テキサス A&M 大学) と連携して実施した「放射線災害対応実習」の 2020 年度実施のために、必要な機器を導入、同等の内容で対面の実習を本学で実施した (図 2)。



(b) ウラン濃縮度測定



(c) 放射線緊急事態対応



(a) ガンマ線源同定 / 中性子線源検知

図2 放射線災害対応実習

2020 年度本事業の科目履修者はのべ 132 名 (累計 430 名) となり、本事業の教育課程規定の修了

認定要件 (カリキュラムの指定科目の中から 12 単位以上修得) を満たした 9 名 (累計 25 名) に修了認定証を授与した。

4. 2021 年度事業実施状況

4-1. 3S 講義

2021 年度もすべての 3S 講義はオンラインで行っている。

(1) 危機管理

本授業は、危機管理の在り方、日本における危機管理体制とその問題について理解を深めることを目的としている。2021 年度第 1Q^a (クォーター) の集中講義では、緊急事態時危機管理のための、公的機関の役割、危機管理体制、原子力防災、リスク管理とコミュニケーション、サイバーセキュリティと危機管理における情報インフラ、国際テロと対策等について学び、討論と演習を行った。22 名が受講した。

(2) 核不拡散・核セキュリティ学概論

本授業は、核不拡散と核セキュリティの基礎を学び、原子力システムへの脅威と措置を俯瞰的に捉える視野の修得を目的としている。2021 年度第 2Q の講義では、核不拡散・核セキュリティに関わる経緯と法的枠組、保障措置と科学技術、計量管理、包括的核実験禁止条約と監視技術等について解説を行った。また、核不拡散・核セキュリティへの理解を深めるために、具体的な課題に対するグループワークやサイバーセキュリティ演習等を行った。

なお、本授業の一環として本学学生のみならず他大学学生及び社会人も対象にした第 2 回目の核セキュリティスクール (東京工業大学核セキュリティスクール 2021: The Nuclear Security School of Tokyo Tech 2021 (NUSST 2021)) を 5 回に分けてオンラインで開催した (図 3)。国際原子力機関 (IAEA) と原子力規制庁の講師より「核セキュリティの概説」に加え、「核物質と施設の防護措置」、「物理的防護システムの評価」、「日本における核セキュリティ規制」、「核セキュリティ文化」等のトピックが取り上げられ、40 名 (学内 20 名、学外 20 名) が参加した。理解を深めるためにいくつかの課題について教員と TA がフォローするブレイクアウトセッションを設けて、グループディ

スカッションやグループワークを行った。



図 3 核セキュリティスクール (オンライン)

(3) 核時代の国際政治と核不拡散

本授業は、核不拡散及び保障措置のための国際社会の取り組みを学び、原子力の平和利用のための核不拡散及び保障措置の重要性を理解することを目的として、核不拡散及び保障措置の基礎を歴史的、政治的観点から講述する。2021 年度第 3Q の講義では、核兵器不拡散条約 (NPT) に関する国際政治と課題、NPT レジームにおける日本の役割と貢献について取り上げる。また、核不拡散のための国際社会のさまざまな関連事例、核開発と非核化、保障措置及び検証、検証技術等、について議論する。

4-2. 3S 実習

2021 年度も 3S 実習は、講義はオンライン、演習は対面で行うハイブリッド型で実施している。

(1) 放射性物質環境動態実習

本授業は、放射性物質の小規模及び大規模な大気拡散に影響する諸因子 (気象条件、放射性核種の種類及び放出条件、地形や都市環境条件等) の特性を定量的に理解、原子力災害時に放出される放射性物質の大気拡散に対する迅速な対応能力を修得することを目的としている。2021 年度第 2Q の集中実習では、核テロ・原子力事故による放射性物質の放出と拡散、放射性物質の生物影響、放射性物質の除染、原子力・放射線災害対策等についてオンライン講義の後、1) 核テロによる放射性物質の大気拡散 (小規模拡散); 大気拡散のプルームモデルを用いた簡易計算、緊急時現地で素早く拡散評価が可能な計算コードを使った計算・比較、2) 原子力発電所事故による放射性物質の大気拡散 (大規模拡散); 環境線量情報予測システムを使った大気拡散シミュレーション等を、

^a 東京工業大学は 1 年間で 4 つの期に分けて学修するクォーター制を導入している。

実施した (図 4)。9 名が受講した。



図 4 放射性物質環境動態実習

(2) 原子炉過酷事故対応実習

本授業は、過渡・事故・過酷事故のシミュレーション及び解析により原子炉過酷事故事象を理解、また原子力発電所見学により原子力安全と核セキュリティのインターフェース (相補と相反) 設計の重要性を体感、原子炉設計基準を超える事象に対する迅速な対応能力を修得することを目的としている。2021 年度第 4Q の集中実習では、原子炉シミュレーターを用いた軽水炉の主要設備操作及び運転、設計基準事故、シビアアクシデント、福島第一原子力発電所事故と類似事象の模擬・解析を学習し、敦賀発電所を見学する。

4-3. 3S インターンシップ

2021 年度は、昨年度派遣できなかった分を増やして学生を選抜している。国外インターンシップでは、9 月より 4 名の学生を IAEA の Dosimetry and Medical Radiation Physics Section、Nuclear Data Section、Nuclear Knowledge Management Section、Incident and Emergency Centre Section にそれぞれ 3 ヶ月～6 ヶ月間派遣した。国内インターンシップでは、10 名を派遣する予定であり、既に 8 月より 5 名の学生を派遣した。

5. 結論

2020 年度本事業の科目受講者数はのべ 132 名となり、本事業の教育課程規定の修了認定要件を満たした 9 名 (累計 25 名) に修了認定証を授与した。また、2020 年度本事業独自の授業評価アンケート結果、90%以上 (回答者 41 名中 38 名) の

学生が本授業に関して総合的に満足し、3S について関心を持ったと回答した。

2021 年度には、「危機管理」、「核時代の国際政治と核不拡散」、「核不拡散・核セキュリティ学概論」の 3S 講義科目と「放射性物質環境動態実習」、「原子炉過酷事故対応実習」の 3S 実習科目を開講する。2020 年度中止となった 3S インターンシップ科目は人数を増やして学生を選抜、派遣する予定である。

2017 年度から 2020 年度までの本事業の科目受講者は累計 431 名となり、2017 年度当初の 2020 年度までの目標であった 130 名を 3 倍以上超える 3S 教育を行うことができた。また、2020 年度までの受講者の約 19% は原子力以外の他専攻の学生であり、約 11% は社会人学生又は海外交流学生である等、多様な分野の学生を対象とした 3S 教育を行うこともできた。

2021 年度以降本事業の継続・拡張の観点から、現在の 3S 教育プログラムに加え、原子力施設や放射線防護等に、専門性の高い科学的・技術的知見を身に付けた人材を育成する教育プログラム開発の検討が必要である。

謝辞

本事業は、平成 30 年度「原子力人材育成等推進事業費補助金 (原子力規制人材育成事業)」を受けたものです。

参考文献

[1] <http://www.ne.titech.ac.jp/kiseijinzai>

アジア原子力協力フォーラム

核セキュリティ・保障措置プロジェクトの活動と ISCN の関与について

Activities of Nuclear Security and Safeguards Project in Forum for Nuclear Cooperation in Asia and ISCN engagement

*直井 洋介

日本原子力研究開発機構

*Naoi Yosuke

Japan Atomic Energy Agency

Nuclear Security and Safeguards Project (NSSP) was established in 2011 in FNCA, and it has been carrying out activities such as sharing good practices and developing human resources to strengthen nuclear non-proliferation and nuclear security in FNCA member states. So far, it has contributed to the capacity building in this field by compiling good practices in member states related to the implementation of the additional protocol and also conducting table top exercise at workshops. In this article, author will report on the past activities of the NSSP, as well as future activite plans and ISCN's involvement in these activities.

1. 緒言

気候変動とエネルギー資源の多様化に対応して、アジアのいくつかの国は現在、原子力発電を選択肢として検討している。発電分野のみならず、医療、農業、産業界における放射性物質や放射線の利用は、SDGs¹⁾の実現に向けても必須と考えられ、原子力の平和利用の拡大は今後も進んでいくものと考えられる。一方で、放射性物質や核物質の使用が増加することが想定され、安全の確保はもちろんのこと、核不拡散（保障措置）、核セキュリティ対策がますます重要になる。このような背景のもと、2011年にアジア原子力協力フォーラム（FNCA²⁾）に核セキュリティ・保障措置プロジェクト（NSSP）が設置された。FNCAは、2000年に開始された日本の内閣府と文部科学省が主導する原子力の平和利用に向けた近隣アジア諸国との国際協力枠組みである。現在、NSSPを含む7つのプロジェクトが、さまざまな分野で共同活動を行っている。各プロジェクトは、共同研究、共通の課題に関する議論、および情報交換を促進しており、毎年1回ワークショップが開催されている。NSSPの目的は、核セキュリティおよび保障措置の実施に関する経験、知識、および情報をFNCAメンバー国間で共有すること、この分野の人材を育成することにより、メンバー国の核セキュリティ強化、保障措置対応の強化に資することである。すでに10年間に及ぶ活動で核セキュリティ文化醸成に向けた良好事例集の作成やIAEAの追加議定書(AP:Additional Protocol)に基づく保障措置の実施に係る良好事例集などを作成してきた。2020年からは、国の核セキュリティを支え

る関係者とその能力などをまとめたマトリックスづくりを開始した。この活動は、各国の核セキュリティ体制を確保する職種を特定し、その職務に必要な能力を特定し、ギャップの有無を特定し、体制の改善に活用していく計画である。日本原子力研究開発機構（JAEA）の核不拡散・核セキュリティ統合支援センター（ISCN³⁾は、2010年4月にワシントンDCで開催された第1回核セキュリティサミットでの日本のコミットメントに従って設立されたアジア地域の人材育成支援やこの分野の技術開発を行うCOEである。ISCNはNSSP設立当初からFNCAと緊密に連携を行い協力してきている。ここでは、FNCAのこれまでの活動と成果、将来の活動計画、およびNSSPへのISCNの関与について報告する。

2. FNCAの枠組み

FNCAは、アジアにおける原子力技術の平和的利用を推進するための日本主導の協力枠組みである。現在進められている7つのプロジェクトは、1)放射線育種、2)気候変動科学、3)放射線加工・高分子改質、4)研究炉利用、5)放射線治療、6)放射線安全・廃棄物管理、および7)核セキュリティ・保障措置プロジェクトであり、農業、産業、医療、科学技術等、さまざまな原子力技術分野でのプロジェクトにつき協力が進められている。FNCA協力の基本的な枠組みは、図1に示すように、大臣級会合、コーディネーター会合、スタディ・パネルの3つの会合とプロジェクト活動で構成されている。FNCA大臣級会合(MLM)は、大臣級会合と上級行政官会合で構成され、協力方策や原子力政策などが議論される。

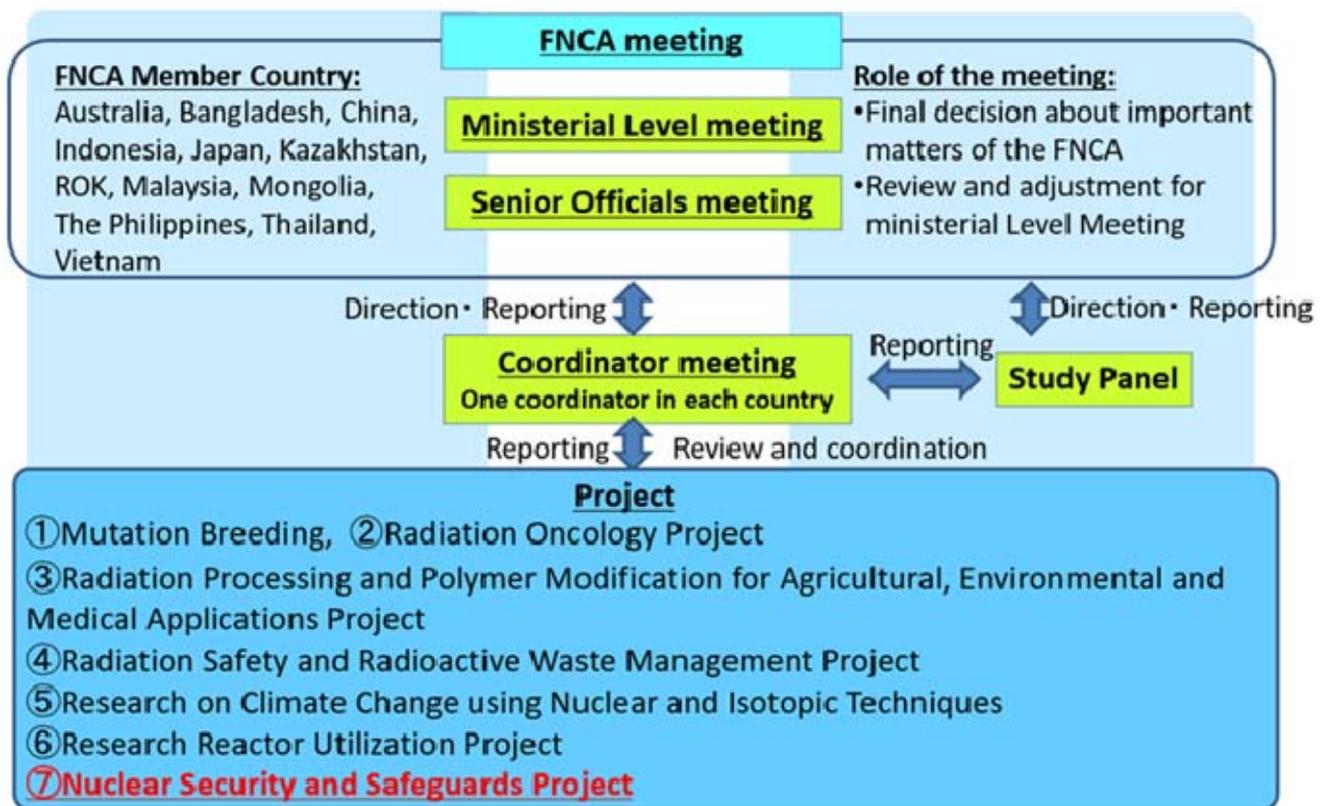


図1 FNCA の枠組み

FNCA プロジェクトの全体的なレビューと調整は、各メンバー国から任命されたコーディネーターによって実施される。メンバー国ごとにコーディネーターが任命され、さまざまな原子力技術分野でのプロジェクト活動を監督する責任がある。コーディネーターが集まり、個々のプロジェクトの進捗状況の評価や成果の確認、それらを踏まえた将来の方針などについて、コーディネーター会合で議論を行う。スタディ・パネルでは、メンバー国における原子力の電力分野と非電力分野の両方の原子力政策に係る議論や原子力開発に関する技術的議論を行い、FNCA 活動全体の側面支援を行う。

3. NSSP の活動について

年に1回、メンバー国で2日間ないし3日間のワークショップを開催し、核セキュリティの確保と保障措置の実施におけるメンバー国の良好事例などを共有している。この分野の能力を構築するために、ワークショップ中に国境において規制管理外の放射性物質が発見されたときの対応を学ぶための机上演習なども実施している。また、

ワークショップ開催国のニーズに応じて、ワークショップに合わせて核セキュリティ・保障措置に関連したテーマを決めて、広く参加者を集めたオープンセミナーを開催している。表1に、過去10年間に開催されたワークショップとオープンセミナーの開催実績を示した。また、核セキュリティ及び保障措置の担当者名簿を作成し、メールやFNCAのウェブサイト等を通じて日常的に、情報の交換や良好事例の交換を行い核セキュリティ対応の強化と保障措置の対応に役立てている。

4. これまでの成果

核セキュリティ分野の成果としては、メンバー国が核セキュリティ文化を醸成させるためにどのような活動を行っているか、その良好事例を集め、良好事例集を作成したことがあげられる。事例集はFNCAのWebサイトにアップして、誰でもがアクセスできるようにしている。

保障措置分野では、IAEA 保障措置協定の追加議定書の実施にあたって、メンバー国が有する良好事例を取りまとめた事例集を作成した。この文書もFNCAのWebページに掲載し広く公開している。

現在、この良好事例集については、IAEA の文書（INFCIRC:Information Circular）として、IAEA の情報回覧にして FNCA メンバー国の経験を広く IAEA のメンバー国にも共有できるように調整を進めている。

表 1 NSSP ワークショップ等開催実績

年度	ワークショップ開催場所	オープンセミナーのテーマ (参加者数)
2011	日本（東海村）	
2012	ベトナム（ハノイ）	追加議定書（29）
2013	中国（北京）	
2014	韓国（大田）	
2015	カザフスタン（セメイ）	NSSP5周年（34）
2016	インドネシア（ジョグジャカルタ）	核セキュリティ人材育成（42）
2017	日本（東海村）	
2018	中国（北京）	
2019	フィリピン（マニラ）	
2020	オンライン	

人材育成関係の成果として、核鑑識の能力構築があげられる。マニラで開催された 2019 年のワークショップでは、規制の管理を外れた放射性同位元素が国境で検知されたケースを想定し、その初期対応を実際の放射性同位元素及び検知器を使用して、警備当局の担当者らも参加して机上演習を実施した。参加者は、国境でこのような核セキュリティ事案が発生した場合に、どのような組織に情報を共有し連携・協力する必要があるのか、そしてそのために平時からどのような準備をしなければならないのかを学んだ。

保障措置関連の人材育成の成果としては、2020 年度のオンラインワークショップで、IAEA 保障措置の補完アクセス（CA:Conprimentary Access）に関する Virtual 演習を実施した。CA は、追加議定書（AP）に従って IAEA 検査官によって実施されるが、CA 実施のための IAEA からの事前通知から始まり、検査官が現場に到着後に施設のオペレーターと事前に面会し、その後、現場で目視観察、写真撮影、線量測定、環境サンプリングなど CA 活動が行なわれる。これら一連の活動をコロナ禍の中でバーチャルツアー技術を活用して演習した。これにより CA の目的と活動内容を学び、演習を通じて手順を理解することができた。また、人材育成（能力構築）のためのさまざまなニーズ

調査も実施してきた。得られたニーズは、その後、ISCN の活動計画に反映してきた。

5. 今後の活動計画

核セキュリティ関係の活動としては、核鑑識の実施に関する地域協力の経験について学び、アジア地域における核鑑識の協力体制の確立につなげることである。このような体制ができれば、実際の核セキュリティ事案が発生したときに、迅速かつ着実に対処できるようになる。第二に、核セキュリティに関係する人材と役割・必要な能力などのマトリックスを作成する計画である。それぞれの国の核セキュリティ体制は、国家戦略、法規制、脅威評価、規制当局、施設設置者など、さまざまな要素で構成されている。また、情報機関、規制当局、事業者、法執行機関、治安機関、最前線の対応者、初動対応者、研究機関など、幅広い活動と関係者が存在する。このマトリックスを作成する目的は、国家の核セキュリティ活動の全体像を把握することであり、これらの活動を通じて、それぞれの国の核セキュリティ体制の弱点・ギャップを特定し、ギャップを埋める対策に資することである。保障措置については、追加議定書の実施に関連する良好事例に関する報告書を IAEA 文書として活用することを目指すとともに、IAEA 追加議定書付属書 II で要求される輸出管理に関する良好事例の収集を計画している。



図2 マニラでの机上演習の様相

6. ISCN の関与

ISCN は、2010 年 4 月にワシントン D. C. で開催された第 1 回核セキュリティサミットでの日本政府のコミットメントに従って JAEA に設置された。ISCN は、特にアジア諸国に対して、核セキュリティと保障措置に関するトレーニングコースなどの能力構築支援活動を提供している。これまでの

ISCN発足以来2021年7月までの実績
3つのコースに日本人も含め合計 4,989名が
101か国、6国際機関から参加

技術的なトレーニングと
核不拡散、核セキュリティ
の重要性を認識するた
めのコースの比率

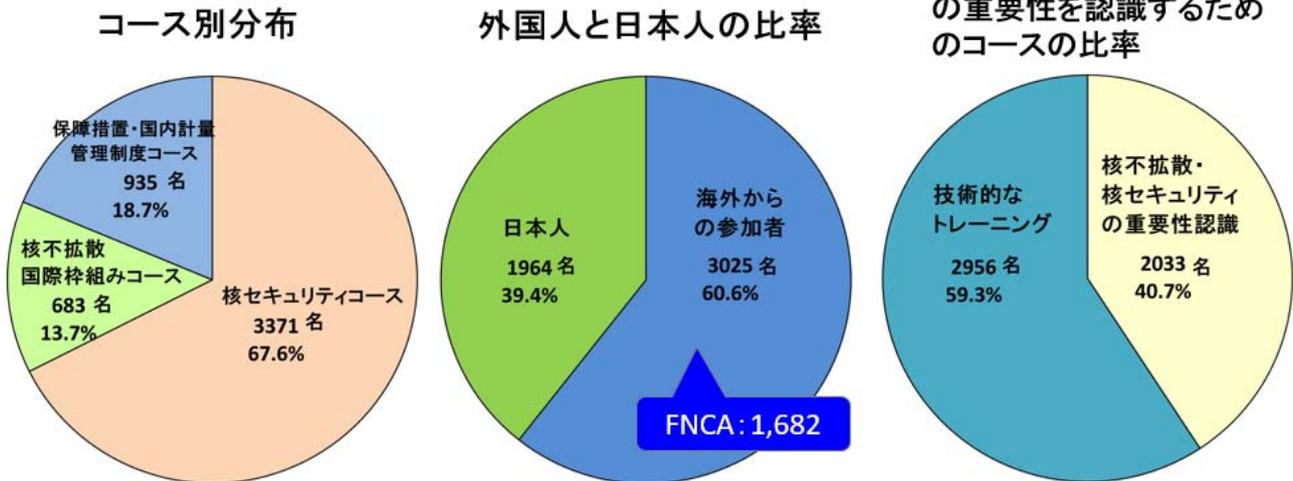


図3 ISCNの人材育成支援実績

能力構築支援の実績は図3に示す通り、設立以来国内外から約5,000名の参加者がISCNの提供したトレーニングコースに参加しており、外国人の比率は60%を超えている。また、FNCAメンバー国からの参加者は1,682名であり、外国人参加者の半数を超えている。NSSPは、ISCNが設立されてから1年後に設立されており、ISCNは、NSSPの設立以来、アジア地域における核不拡散と核セキュリティを強化するという同じ目的を持っており、NSSPの活動に深く関わってきた。NSSPの活動を通じて、ISCNは、FNCAメンバー国が核セキュリティ体制と保障措置の実施に関してどのような課題を抱えているか、そしてどのような人材育成が必要であるか等、貴重な情報を得ることができた。例えば、2017年に開催されたワークショップでは、メンバー国の核鑑識の現状に関する情報を共有し、核鑑識に関連するメンバー国の能力開発の必要性について議論を行った。ワークショップ終了後、ISCNは、議論の結果に基づいて、タイの規制当局と協力して、核鑑識の基礎訓練コースの開発を開始した。そして2018年度は、タイの協力を得て、ISCNで核鑑識基礎トレーニングを実施することができた。また、基礎コースに続

き、2022年には、日本、タイと協力して実践コースをタイで開催する予定である。これは、ISCNのFNCAへの取組みの良好事例の1つである。ISCNは、トレーニング実施計画をFNCAメンバー国と絶えず共有し、核不拡散と核セキュリティを強化するために互いに連携・協力している。

7. まとめ

2011年度に設立されたFNCA/NSSPは、核不拡散と核セキュリティの強化に10年間取り組んできた。IAEAの追加議定書の実施に関する良好事例集や核セキュリティ文化醸成に係る良好事例集の作成など、さまざまな成果を上げてきた。ワークショップで机上演習を導入することにより、能力構築にも成果を上げてきた。ISCNは、NSSPの活動を通じて、加盟国が直面している課題や人材育成のニーズなどの貴重な情報を入手し、それらをISCNの活動に反映している。これからもアジア地域の核セキュリティ強化、核不拡散体制の強化に向けNSSPとISCNは連携・協力していく。

引用・参考文献

- 1) <https://sdgs.un.org/goals>
- 2) <https://www.fnca.mext.go.jp/>
- 3) <https://www.jaea.go.jp/04/iscn/>

オンライントレーニングを用いた保障措置に関する新たな人材育成支援

Capacity building support activities for safeguards embracing online elements

*川久保 陽子, 関根 恵, 野呂 尚子, 井上 尚子

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

*Yoko Kawakubo, Megumi Skein, Naoko Noro, Naoko Inoue
Japan Atomic Energy Agency

ISCN/JAEA has annually conducted Regional Training Course on State System of Accounting for and Control of Nuclear Materials (RTC-SSAC) in in-person since its establishment in 2010, however, due to the COVID-19 pandemics and its associated travel restriction, RTC-SSAC was transited to online and successfully conducted as the world 1st online SSAC course in November-December 2020. Based on the experience, ISCN has developed and implemented Online Additional Protocol-Commodity Identification Training (AP-CIT) in February 2021, and hosted Online IAEA International Training Course on Small Quantity Protocol (ITC-SQP) in July 2021. This paper reports the experience of development and implementation of online safeguards-related training courses centered on Online SSAC course in 2020 and discusses how ISCN will further expand its capacity building support activities for safeguards embracing online elements.

1. 緒言

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (JAEA) 核不拡散・核セキュリティ総合支援センター (ISCN) は、2010年の設立以来、アジア地域における人材育成支援を通して核セキュリティ及び保障措置体制の強化に貢献してきた。JAEA/ISCN は保障措置に係る中心的事業として、アジア地域の保障措置・計量管理担当者を対象とする2週間の国内計量管理制度 (SSAC) 地域トレーニングコース (SSAC コース) を、国際原子力機関 (IAEA) と共同で年1回主催してきた。2020年度は、新型コロナウイルス感染症流行に鑑み、IAEA と共同でオンライン化に着手し、同年11月には世界初となるオンライン SSAC コースを実施した。これを皮切りに、ISCN は「追加議定書及び大量破壊兵器物資識別に係るトレーニング (AP-CIT)」を開発し 2021年2月に実施した他、同年6月には IAEA の「少量議定書締結国における保障措置実施に関する国際トレーニング (SQP コース)」をホストするなど、感染症流行の影響下にあっても保障措置に関する人材育成支援事業を継続している。本稿はオンライン SSAC コースを中心に、ISCN がこれまで開発・実施した保障措置に係るオンライントレーニングの経験と得られた知見、これを元にオンラインを取り入れた今後の ISCN の保障措置人材育成支援事業の在り方について論じる。

2. オンライン SSAC コースの開発・実施

オンライン SSAC コースの開発は、2019年まで毎年実施してきた対面式 SSAC コースのカリキュラムを基に、オンライン環境においても効果的に学習目標を達成できるよう変更を加える形で行った。また、本コースの会期は当初対面

式で実施を予定していた 2020年11月23日から12月4日までの2週間で実施することとした。

2-1. コース設計

オンラインでは対面式と比較して長時間講義に集中することが困難と考えられたため、本コースのアジェンダ¹は1モジュール²最大45分、1日最大3時間で設計することとした。一方 IAEA 側から、オンラインでも対面式と同等の水準を保つべきとの観点から、対面式の学習目標を維持する要望が提示された。

したがって、実質的に従来の約半分の時間枠で従来と同じ学習目標を達成できるカリキュラム開発の必要性が生じ、これを解決するため、以下の工夫を行った。

(1) モジュール数の合理化

教材を精査したところ、対面式コースでは、重要な内容は複数モジュールで繰り返し取り上げられていたことが分かった。そこで、オンライン化にあたっては、学習目標や内容に重複のあるモジュールを統合する形で合理化した。対面式コースで繰り返し取り上げられていた重要な内容については、後述する e ラーニング教材のクイズで取り上げるなど別の方法で知識の定着を図った。

(2) e ラーニングと双方向学習の組み合わせ

本コースは、Zoom meeting を介したライブの双方向学習 (IL: Interactive Learning) のモジュールと自習型の e ラーニング (EL: E-Learning) のモジュールによりカリキュラムを構成すること

¹ アジェンダ：コース会期中の詳細な予定を意味する。尚、本稿における「カリキュラム」はより広義のコース設計の意。

² モジュール：トレーニングコースのカリキュラムを構成する、講義や演習などの1コマのこと。

とした（図 1）。その上で、知識の定着を目的とするモジュールは、講義の録画や動画、クイズを含むパワーポイント教材等による EL として参加者に事前に提供し、各自取り組めるようにした。一方 IL は EL のレビュー及び質疑応答、グループ演習など双方向性の高い内容として、最大 3 時間×2 週間のアジェンダを構築した。（図 2）。

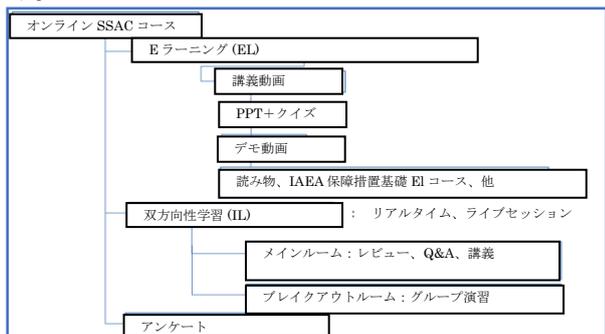


図 1 オンライン SSAC コースの構成 [1]

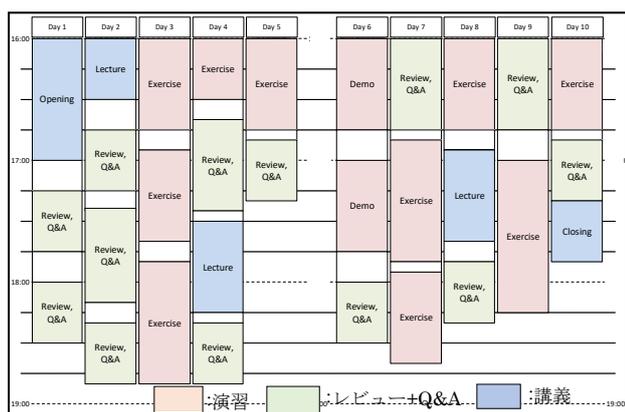


図 2 オンライン SSAC コース IL アジェンダ [1]

(3) 参加者人数の最適化

学習目標を達成するためには、特にグループ演習等において、講師が参加者に目を配り、その様子から理解が困難と見られる、あるいは議論に消極的な参加者に対して適切にフォローをすることが重要である。対面式においては、グループ演習は講師が十分にフォローするために参加者は最大 6 名を定員としているが、オンラインの場合は一人の講師が適切にサポートできる人数は対面式より少ないと考えられる。このため、本オンラインコースのグループ演習の定員は 4 名とした。対面式、オンライン共に 4 グループとしたことから、オンラインコース全体としての定員は 16 名とした。

2-2. 教材

EL、IL の教材は、既存の教材をベースにしたが、パワーポイント教材には音声を加える等、

オンライン環境で効果的に動作するよう全て新規に作成した。ISCN がオンライン独自の教材として新規に開発したものを以下に記す。

(1) バーチャルツアーを用いた演習

対面式コースでは、参加者が JAEA の研究炉施設を訪問し、見学やオペレータとの議論によって得た情報を基に IAEA への申告様式の 1 つである施設設計質問書(DIQ)を作成する演習を行っていた。参加者が実際の施設を訪問する貴重な機会であるとともに実践的な演習であることから、参加者から最も高い評価を受けていたモジュールである。オンラインコースでも本演習は必須のコンテンツであると考え、ISCN はバーチャルツアー (VT) 技術を用いてこれを実現することとした。JAEA の研究炉施設を用いて制作した VT で実施施設訪問を代替するだけでなく、VT を見ながらオペレータと Web 会議システム上で直接議論することにより、オンラインコースでも同様の DIQ 演習が可能となった [2]。



図 3 対面式での施設訪問(左)と VT(右) [3]

(2) バーチャルリアリティ動画

対面式 SSAC コースでは、ISCN が開発したバーチャルリアリティ (VR) システムを活用し、VR 上に構築された仮想の原子炉施設における 1) 核物質の流れと同施設の物質収支区域・主要測定点(MBA/KMP)、2) 使用済み燃料の検認の 2 種のデモンストレーションを行っていた。オンラインコースではこの VR の 3D 画像を 2D に変換し講師による音声解説及び解説用スライドを重ね合わせることで、一つの動画教材を開発した（図 4）。

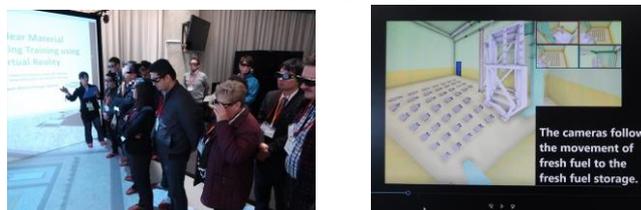


図 4 対面式 VR デモ(左)と VR の EL 教材(右) [3]

2-3. 結果

参加者 16 名に対して行ったアンケート調査の結果(表 1)では、全員が「非常に満足」または「満足」と回答した。また全モジュール終了後 15 問の理解度確認クイズを行ったところ、正答率は約 80%と高かった。これらから本コースは

学習目標を達成するのに効果的だったと考える。

表1 オンラインSSACコースアンケート調査の結果

	主な回答 (回答数:16)
満足度	非常に満足:12, 満足:4, 不満:0, 非常に不満:0
全体	・ELとILの組み合わせは有効だった ・オンラインコースは自発性と時間管理能力が必要だが、費用対効果が極めて高かった
EL	・ELは途中で立ち止まって考えたり調べたりでき、何度も繰り返し再生することができるので、知識の定着に効果的だった。 ・クイズを増やしてほしい
IL	・ILの演習によってELで得た知識を基に実践的な経験が得られた。 ・演習は1モジュールあたりの時間が短かった。 ・NDA機器等に実際に触れる機会が欲しい

表1の通り、参加者からELは記憶の定着に効果的であり、ILはELで得た知識の使い方を学ぶことができるとの声が聞かれ、ELとILの組み合わせは効果的と考えられる。一方、EL教材の一部に取り入れたクイズは、参加者のモチベーションを高める、あるいは知識の定着に効果的であるため、全ELにクイズを設置してほしいという意見も見られた。またILモジュールは最大45分で設計したが、演習など双方向性の高いモジュールについては参加者アンケートからももっと長くても問題がない可能性が示唆された。

3. その他の保障措置に関するオンラインコース 3-1 オンラインAP-CITの開発・実施

(1) 概要

IAEA 包括的保障措置協定の追加議定書(AP)は、第2条(a)(ix)において、附属書IIに定める原子力資機材の輸出のIAEAへの報告を義務付けている。AP-CITはAPのこれら資機材を識別するために必要な知識を提供することにより、IAEAへの報告義務の適正な履行に資することを目的としたトレーニングであり、JAEA/ISCNはこれまで2014年と2016年にそれぞれミャンマーとタイに対するナショナルコースとして実施した。これらの経験を基に、2020年12月に4日間の地域コースとしてAP-CITを対面式で開催する予定であったが、新型コロナウイルスの影響によりそれが困難となった。本コースは附属書II資機材に係る知識の提供を主目的としていること、SSACコースの経験からELが知識の定着に効果が高いことが分かったため、ELを活用したオンラインコースとして2021年2月に実施した。

(2) オンラインコース開発の要点

(2)-1 INSA/KINAC, IAEAとの連携

韓国の国際核不拡散核セキュリティアカデミー(INSA/KINAC)は、輸出管理を、保障措置、核セキュリティと並ぶ人材育成事業の三大柱の一つ

に位置付けている。本コースは上述のAP-CIT開催、オンラインSSACコース実施の経験を有するJAEA/ISCNと、輸出管理教育の豊富な知見を有するKINAC/INSAとの共催、さらにIAEAの協力により査察側の視点を取り入れた、より多角的で高品質なトレーニングの提供を目指した。

(2)-2 ELの活用

附属書II資機材に係る知識の提供を目的とした講義はすべてEL教材として、コース開催前に提供することとした。また、2-3に記した通り、ELにおけるクイズが知識の定着の効果を更に高めると考えられるため、全てのEL教材に理解度確認のクイズを組み込むこととした。参加者一人一人がELで得られた知識を活用して取り組むシナリオ演習もELとして提供した。

(2)-3 アジェンダ

主要な講義をELとして提供することとしたため、ILはELのレビューと質疑応答、グループ演習を中心にアジェンダを検討した。その結果、少ないILのモジュール数で学習目標を達成できることが分かった。会期が短ければ1日当たりのIL時間が長くても集中力の維持が可能と

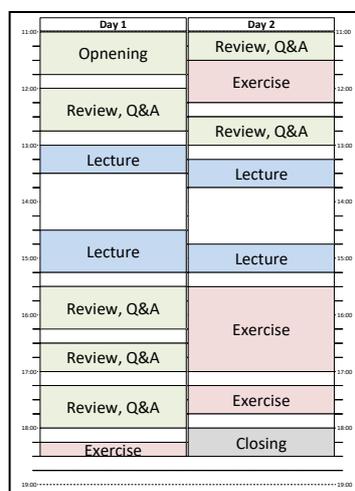


図5 オンラインAP-CITアジェンダ [1]

配分を行った。

(3) 結果

参加者アンケートの結果、1)本コースは満足できるものだったか、2)他の同僚にも本コースの受講を勧めたいか、という質問に対し、参加者16名全員が4段階で最も高い「非常に賛同する」であり満足度の高さが伺えた。自由記述による参加者からの主なフィードバックには以下のものがあつた。

●高度に技術的な内容であったため、ELは自分のペースで学習でき効果的だった

●IL は講義・演習含めて双方向性が高く、EL で学習した内容の深い理解につながった。

●本コースは非常に効率的な学習機会だった。

課題として下記のような意見も見られた。今後の改善として検討したい。

●休憩時間等に他の参加者とコミュニケーションをとって、意見交換をしたかった。

●シナリオ演習をさらに充実してはどうか。

3-2 IAEA オンライン SQP コースの支援

(1) 概要

本コースは、IAEA 包括的保障措置協定の少量議定書(SQP)締約国が保障措置に係る義務を履行するために必要な知識を習得することを目的として IAEA が主催するトレーニングコースであった。JAEA/ISCN は 2018 年と 2019 年に本コースを茨城県東海村において対面式でホスト開催した。IAEA はオンライン SSAC 地域コースを JAEA/ISCN と実施した経験を踏まえて、本コースについても JAEA/ISCN の支援を得てオンライン開催することを決定した。IAEA としてはこれも初のオンライン SQP 国際コースとなった。

(2) カリキュラム構成と ISCN による協力項目

JAEA/ISCN は本コースの実施につき、保障措置技術支援計画(JASPAS)『オンライントレーニング開発に係るタスク』の下、下記の協力を行った。

●Zoom ホストとそれに伴う技術サポート

●グループ演習における共同ファシリテータ

(3) 結果

本コースは IAEA の国際コースであり対象国が広くインターネット接続環境等の問題により Zoom に接続不能な参加者もあり、登録人数 17 名に対して実際の参加者は 11 名であった。しかしながら参加者は非常に学習意欲が高く、口頭またはチャット等を通して積極的に質問や経験の共有がなされ、双方向性の高い学習の場となった。

4. オンラインを取り入れた今後の人材育成支援

JAEA/ISCN がこれまでに実施した保障措置に係るオンラインコースの経験から、対面式とオンラインそれぞれの長所と短所を表 2 にまとめた。

本稿で紹介した 3 つのコースは全て EL と IL で構成した完全オンラインコースであったが、例えば EL の受講を参加要件とする対面式コース、あるいは対面式を基本としながらも一部の移動不可能な参加者に対して講義をライブ配信してオンラインで参加させるハイブリッド式でも効果的なコースとなる可能性がある。表 2 に示した対面式・オンライン式それぞれの特徴を踏ま

え、参加者のニーズやコースの目的に合わせて適切に組み合わせることで、より多くの潜在的な参加者に対して、よりニーズに合った人材育成支援が可能になると考えられる。

表 2 対面式とオンライン式の特徴

	対面式	オンライン式
長所	<ul style="list-style-type: none"> ・業務から離れてトレーニングに集中できる ・参加者同士の交流がしやすい ・実機器操作を含むハンズオン実習が可能 	<ul style="list-style-type: none"> ・業務から長期間離れることが困難な人、海外渡航が困難な人も参加可能 ・多くの専門家が講師として参加可能 ・EL は知識の定着に効果的 ・IL は演習を含む双方向性ある学習機会を提供可能
短所	<ul style="list-style-type: none"> ・長期間業務を離れての参加は困難 ・海外渡航が困難で参加できないケースがある 	<ul style="list-style-type: none"> ・トレーニング期間中も従事すべき業務や所在する地域の習慣等により、トレーニングに集中することが困難な場合がある ・参加者同士の交流が困難 ・ハンズオンの実習が困難

ISCN は設立以来毎年 SSAC コースを実施してきたが、国内事業者から同コースが英語での実施、2 週間の出張が必要なため、参加が困難である一方で、SSAC コース参加の重要性は認識していることから、日本語による日本の実情に合った短期間の SSAC コースの開発・実施のニーズがある。このようなニーズに合わせて、例えば、EL と数日間の IL モジュール、あるいは対面式コースと組み合わせ、従来の対面式 SSAC コースよりも短期間でより焦点を絞った内容のコースを開発することも検討したい。

5. 結論

ISCN は、2020 年に保障措置に係るオンラインコースの開発実施に取り組み、これまでに IAEA や INSA/KINAC と連携して 2020 年に SSAC 地域コース、2021 年にアジア向け AP-CIT、SQP 国際コースを成功裡に開発・実施した。この経験から、オンラインコースには対面式とは異なる長所と限界があるものの、適切にオンラインの要素を取り入れることで人材育成支援の幅が広がる可能性があることが分かった。これを踏まえ、参加者のニーズやコース目的に合わせてオンラインと対面式を組み合わせることで、保障措置に係るより高品質な人材育成支援事業を展開していきたい。

引用・参考文献

- [1] “Development and Implementation of Online Trainings at ISCN/JAEA”, N.Inoue, N.Noro, et al., Proceedings of INMM/ESARDA Joint Annual Meeting 2021
- [2] “Application of Virtual Tour for Online Training Safeguards Exercises”, M.Sekine, H.Sukegawa, et al., Proceedings of INMM/ESARDA joint annual meeting 2021
- [3] “ISCN/JAEA-IAEA Online SSAC Training Development”, Y.Kawakubo, M.Sekine, et al., Proceedings of INMM/ESARDA Joint Annual Meeting 2021

[4] <https://elearning.iaea.org/m2/course/index.php?categoryid=15>

保障措置に係るオンライントレーニングのための バーチャルツアーを用いた演習の開発

Development of an exercise using a virtual tour for online training on safeguards

*関根 恵, 助川 秀敏, 石黒 裕大, 小畑 敬, 大山 光樹, 川久保 陽子, 野呂 尚子, 井上 尚子
日本原子力研究開発機構

*Megumi Sekine, Hidetoshi Sukegawa, Yasuhiro Ishikuro, Takashi Obata,
Koji Ohyama, Yoko Kawakubo, Naoko Noro, Naoko Inoue
Japan Atomic Energy Agency

In order to provide high quality online training, it was a challenge to make exercises using actual facilities available online. To address this, a Virtual Tour (VT) in a research reactor facility was developed and a Design Information Questionnaire (DIQ) exercise using VT in the world's first online national measurement control system international course was implemented. It was also applied to and developed for a Complementary Access (CA) exercise. In this paper, we report on the development of the exercise using VT, feedback from participants, and prospects for VT use.

1. 緒言

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) は、2010年の設立以来、核不拡散・核セキュリティ分野の人材育成支援事業を実施してきた。本事業の主要分野の一つとして、アジア地域向けの国内計量管理制度 (SSAC) に関する対面式のトレーニングコースを毎年実施してきた。2020年度は新型コロナウイルス感染症の影響のため、世界初の国内計量管理制度に係る国際オンライントレーニング (Online RTC-SSAC) を IAEA と開発実施した (Zoom を利用 [1])。

ISCN の支援対象国であるアジア地域には、原子炉施設を有しない国もあり、実研究炉を用いた実践的な設計情報質問書 (Design Information Questionnaire, DIQ) 作成演習は Online RTC-SSAC トレーニングの中でも重要な要素であった。Online RTC-SSAC トレーニングを高品質なものとするためにはこの実施方法、すなわち、実施の見学を通じた体感的な経験による技術的知識の定着効果をオンラインでどのように提供できるか、が課題であった。

ISCN は、2020年の核物質防護実習フィールドのバーチャルツアー (VT) 制作経験を活かし [2]、構

内部門と連携して、研究炉施設の VT を用いた保障措置に係るオンライン演習を開発した。本稿では、研究炉施設の VT 作成とそれを活用した Online RTC-SSAC トレーニングの DIQ 作成演習、同じ VT をベースとした補完的アクセス (Complementary Access, CA) 演習・デモンストレーション実施、参加者のフィードバック、及び VT 活用の展望について議論する。

2. VT 制作方法

本稿で定義する VT とは、360° パノラマ写真から作成された仮想空間内を移動することができるバーチャルリアリティ (VR) 技術を利用したコンテンツである。ユーザーはオンライン上で様々な場所や視点から施設を見ることができると臨場感を与えることが可能である。制作方法について図 1 に示す。詳細は [2] を参照されたい。

2-1. 開発プロセス

仮想研究炉施設の VT は、以下の手順で開発した。

- (1) 施設の事前見学、シナリオ作成
- (2) 施設の撮影
- (3) 核物質防護 (PP) 情報のクリアランス
- (4) 専用ソフトを用いた VT の構築



図 1 VT 作成の流れ (2) ~ (4)

(360° 写真撮影 → パノラマ写真 → ソフトによる組み立て → VT 完成) [2]

撮影した 360 度パノラマ画像を JPEG ファイルで専用ソフトに取り込み、パノラマ VR 画像に変換した。現在位置を把握するため、VT 画面上に地図機能をつけた。またシステム等の詳細説明については、ツアー上のボタンをクリックするとウィンドウが開くポップアップ機能を活用した。

3. 保障措置トレーニングへの VT の適用

制作した仮想研究炉施設の VT を 2 つのオンライン演習に活用した。結果を表 1 に示す。

表 1 VT を用いて実施した演習

実施時期	コース名	演習	参加者
2020 年 11 月	国内計量管理制度に係る国際オンライントレーニング(Online RTC-SSAC)	DIQ 作成演習	アジア地域の保障措置・計量管理関係者、16 名
2021 年 2 月	アジア原子力協力フォーラム (FNCA)「核セキュリティ・保障措置プロジェクト」に係るオンラインワークショップ	CA 演習	FNCA メンバー国の担当者、21 名

3-1. DIQ 作成演習

DIQ 作成演習の目的は、参加者が DIQ に記載すべき情報を施設情報から読み取って理解し、その情報と保障措置との関連性について説明できるようになることである。参加者の議論が円滑に進むように演習を設計し、演習自体は、DIQ に関する講義受講後に実施した。図 2 に配信時の様子を示す。



図 2 配信場所のレイアウト [3]

開発した DIQ 作成演習の構成は以下の通りである。

- (1) 演習に関する導入プレゼンテーション
- (2) 施設者による施設の紹介
- (3) 施設者の解説による VT (図 3)
- (4) グループ演習 (図 4、図 5)
- (5) 各グループの参加者代表によるプレゼンテーション
- (6) 演習のまとめ

対面式との相違点は、(3)の施設見学を VT に置き換え、図 4 のように施設者が施設の設計や運転に関して説明した点である。(3)以外の項目は Zoom の機能により実施した。

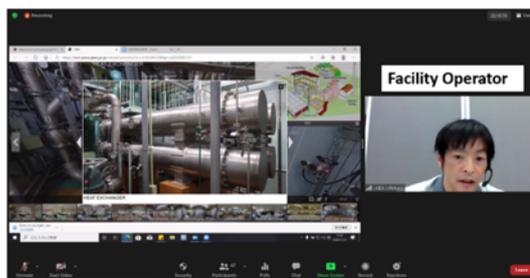


図 3 施設者による VT 解説 [3]

(4)グループ演習は、Zoom のブレイクアウト機能により、4 グループに分け、各グループ 4~5 人の参加者及び施設関連の質問に答えられる専門家と演習の進行役を配置した。



図 4 グループ演習レイアウト [3]

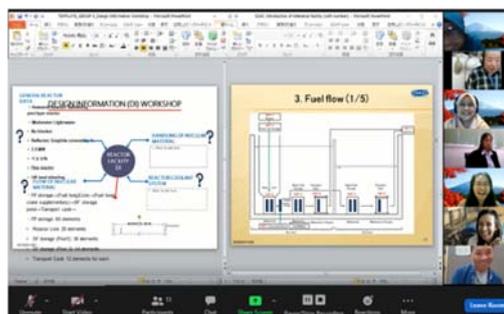


図 5 グループ演習 [3]

Online RTC-SSAC トレーニング参加者 16 名に対してアンケートを実施し、100%の回答率を得た。アンケート結果の概要を表 2 に示す。

表 2 DIQ 作成演習のアンケート結果

参加者アンケートの設問	「とても同意」、「同意」と回答した割合	
	VT を用いた仮想施設の紹介	グループ議論、代表による発表
セッション長さは適切か	88%	81%
教材は分かりやすかったか	100%	94%
講義は分かりやすかったか	94%	81%
講師は参加者の議論を促していたか	88%	88%

アンケートに記載があった本演習に関する自由記述の主なものを以下に紹介する。

- ・ 完璧。施設の様子がよくわかる。
- ・ 施設を見学でき、良い試みだと思う。
- ・ 優秀な参加者との議論を楽しむことができた。
- ・ 仮想施設の実例により、施設設計情報をどのように DIQ に反映するか理解できよかった。
- ・ VT は DIQ 作成のために必要な情報を理解することに役立った。
- ・ グループ議論の時間が短く感じた。

2 週間のコースの中で一番良かったモジュールとして DIQ 作成演習を挙げた参加者も 3 名いた。このように、参加者から本演習に対する高い評価を得たが、さらに高品質な演習とするために以下の改善案を検討している。

- ・ 演習導入のプレゼンテーションは、録音ではなく講師がリアルタイムで説明することで参加者の関心をより強く引いて理解を深める。
- ・ 施設のプレゼンテーションと VT の組合せは、口頭の説明が長くなりすぎる傾向がある。VT のポップアップ機能にプレゼンテーションで紹介する情報を組み込むことでより効率的な演習とする。
- ・ 最初の導入で説明する、各グループが取り組むべきそれぞれの課題について、施設者から

の説明に入る前/都度、繰り返し強調することで演習の目的を明確化してより効率的な演習とする。

- ・ 演習のまとめスライドを追加することで理解を促進する。
- ・ グループ演習時間を長くする。
- ・ DIQ シートは宿題による確認だけでなく、グループ演習教材に記載して説明の機会を増やし、演習をより円滑に行えるようにする。

3-2. 補完的アクセス (CA) 演習

本演習は、CA の概要及び事業者や規制当局が行う事前準備について議論し理解することを目的として実施した。本演習の VT は、DIQ 作成演習に用いたのと同じ研究炉施設をベースに、順路を変更、さらに IAEA 査察官の活動を表すポップアップ情報を追加した。

(1) 仮想国の CA のシナリオと流れ

CA 概要の説明後、シナリオを説明した(図 6)。CA の事前通知、規制当局と施設者間での通知・連絡、CA 当日のオープニングミーティング、現場査察、クロージングミーティング、参加者との議論、という流れで演習を実施した。

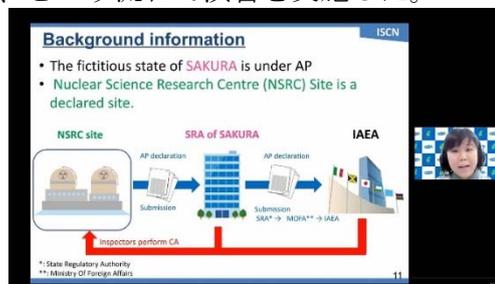


図 6 シナリオ説明[3]

(2) VT による現場査察のデモンストレーション

施設者が IAEA 査察官を施設案内しながら、査察官が行う活動を紹介した(図 7)。



図 7 IAEA の活動に関するポップアップ画面[3]
(カメラ撮影、放射線測定、環境サンプリング)

「CA の事前準備として規制当局と施設者がどの

ような準備をしておくことが必要か」という質問に対して、図8のように活発な議論を引き出すことができ、演習の目的は達成できたと考える。

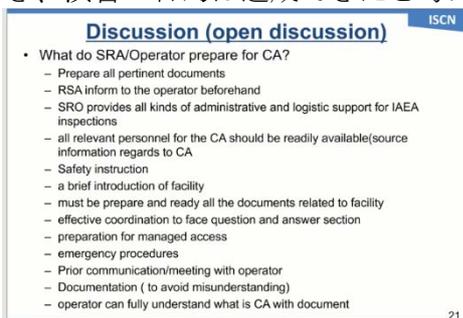


図8 CA演習のディスカッションメモ

4. 考察 VTのメリットと展望

本VTは、クラウドサーバ上で作成しており、mp4形式の動画として記録し、クラウドにアクセスすることなくビデオを提供することもできる。また、対面式のコースにおいても、施設見学後に復習や議論の補助として、VTを活用することが可能である。

DIQ作成演習を応用してCA演習を開発できたことから、1つの施設でVTを制作し、順路やポップアップで表示する情報を変えることで、複数の目的の教材として展開できることが明らかとなった(図9)。また、VTの利用により、実施訪問と比較して、施設者のエスコート、事前教育、事務手続きが不要であり、施設者の負担軽減になることが分かった。VT後に効果的な質問を設定して議論することが参加者の理解促進につながり、学習目的を達成に有効であることも分かった。

今回制作した仮想施設のVTは、廃炉予定の研究用原子炉で制作した。このため、廃炉後も教育

目的で使用できると同時に、施設の歴史的な記録としても役立つことが施設者から指摘された。

結論

JAEAのISCNは機構内部門と連携して、2020年11月に開催されたOnline RTC-SSACトレーニングのDIQ作成演習において、研究炉施設のVTを活用したオンライン演習を実施した。制作したVTは、参加者アンケート結果から、オンラインコースにおいて非常に効果的なツールであることが証明された。DIQ作成演習のために作成したVTをベースに、2021年2月に開催されたFNCAオンラインワークショップのCA演習にも適用した。どちらの演習においても、意図した議論を参加者から引き出すことができ、演習の目的を達成することができたと考える。また、VTのメリットと今後の活用の展望について議論した。

謝辞

本件は、文科省の核セキュリティ補助金の支援を受けて実施致しました。ISCNの客員研究員であったPerpetua Rodriguez氏にはDIQ作成演習の開発に協力頂き深く感謝いたします。また施設の方には、VTの写真撮影にご協力頂き感謝いたします。

引用・参考文献

- [1] <https://zoom.us/>
- [2] “A Prospect of Development and Use of the Virtual Tour of the Physical Protection Exercise Field” Y. Nakagawa, H. Sukegawa, Yosuke et al., INMM-J, 2020
- [3] “Application of Virtual Tour for Online Training Safeguards Exercises”, M. Sekine, H. Sukegawa, et al, INMM/ESARDA joint annual meeting 2021

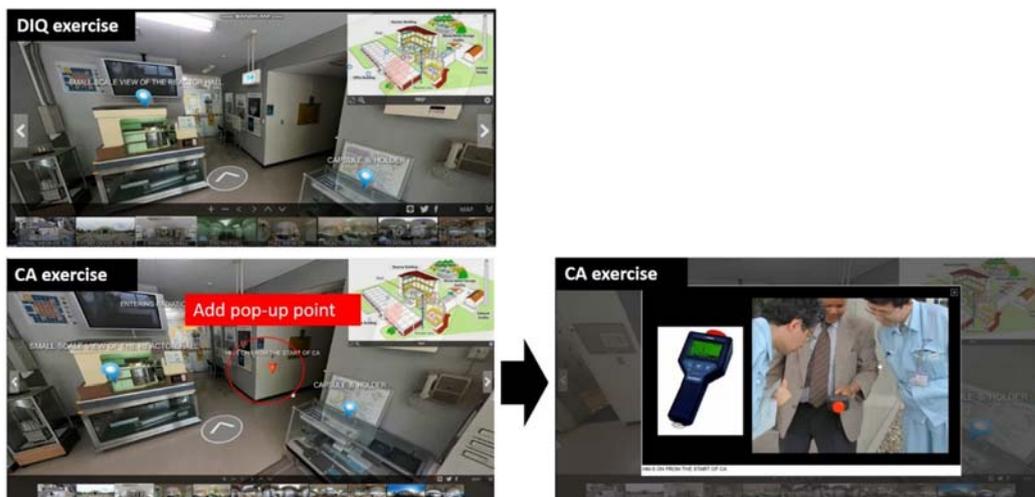


図9 DIQ作成演習のシーンにポップアップを追加し、CA演習のシーンへ応用した例[3]

新型コロナ影響下における核セキュリティ人材育成支援及び コロナ後の新たな支援手法

Nuclear Security Capacity Building Support under COVID-19 Pandemic and a Novel Approach for Capacity Building Support in the Post-pandemic Era

*野呂 尚子, 奥田 将洋, 川久保 陽子, 関根 恵, 沼田 将明, 井上 尚子
日本原子力研究開発機構

*Naoko Noro, Masahiro Okuda, Yoko Kawakubo, Megumi Sekine, Masaaki Numata, Naoko Inoue
Japan Atomic Energy Agency

COVID-19 pandemic brought a significant impact on nuclear security capacity building support activities. Due to the travel restriction, it became impossible to conduct in-person training activities for the Asian countries either in Japan or abroad. It also impacted training activities for the domestic stakeholders. For the sustainable nuclear security regime, it is essential to continue providing capacity building support even under the COVID-19 pandemic. The paper shares experiences of nuclear security capacity building support activities for the regional and domestic stakeholders, and proposes a novel approach for such activities in the post-pandemic era.

1. はじめに

日本原子力研究開発機構 核不拡散・核セキュリティ総合支援センター (ISCN) では、文部科学省核セキュリティ等強化推進事業の一環として、アジア諸国及び国内関係機関を対象とした核セキュリティ人材育成支援を実施している。主な支援内容は、実務者向けのトレーニングの提供、政府高官や政策立案者向けのセミナー実施、研修生受け入れ、往訪講義等である。

ISCN の人材育成支援の特徴は、講師と参加者との双方向性を重視している点である。また多くのトレーニングで学習効果を高めるための体験型実習を取り入れている。さらに、ISCN のトレーニングが、核セキュリティにおける役割や経験の異なる他の参加者との交流の場としても機能している。

2020 年度、新型コロナによる海外渡航・訪日制限に伴い海外向けの対面式での研修は実施不可能となり、国内での活動にも様々な制約が出た。そのような中、ISCN はオンラインを活用しつつ、新型コロナ影響下においても 2020 年度には核セキュリティ分野の 7 つのコースを開催し、178 名の参加を得た。本稿では、新型コロナ影響下における国内外向けの核セキュリティ人材育成支援活動の経験を共有し、得られた知見からコロナ後の人材育成支援手法を提案する。

2. ISCN の人材育成支援事業

ISCN は核セキュリティ分野においてアジアを中心とした 24 か国を支援対象としている。対象国・対象者のニーズに応じたカリキュラム開発

を行い、例えば原子力の導入を検討している国においては関係政府機関の高官や政策立案者を対象とした意識啓発のためのセミナー及び研究炉施設を有するまたは放射性物質を利用している国々の実務担当者向けに実践的なトレーニングを実施している。国内向けも同様に、原子力施設で働く幅広い職種の参加者にアプローチする核セキュリティ文化講演会や、核物質防護担当者を対象とした実践的コースを実施している。

2-1. 意識啓発コース

核セキュリティは、原子力規制機関及び原子力施設運営組織 (事業者) のみならず、施設の警備やテロリストの制圧・捜査に関与する治安機関・法執行機関、核・放射線テロ事案発生時の救急・消防等の初動対応者、不法取引に対処する港湾・税関等の前線の対応者、核鑑識等の研究機関、法規制を整備する立法機関等、活動の幅が広い。その分ステークホルダー (関係機関) の数も多い。これら幅広いステークホルダーに効果的にアプローチする手法として、ISCN では以下の活動を実施している。

1. 対象国での往訪セミナー (二国間協力) : ISCN が対象国を往訪し、核セキュリティに関与する関係機関を集めたセミナーを開催する。核セキュリティ国際動向や国家の核セキュリティ体制等に関する概要を紹介し核セキュリティ脅威の認識や各関係機関の役割理解を目的とする。
2. 国際協力枠組みとの連携 (多国間協力) : アジア原子力協力フォーラム (FNCA)、東南

アジア諸国連合 (ASEAN) エネルギーセンター (ASEAN Centre for Energy: ACE)、ASEAN 原子力規制ネットワーク等と連携し、多国間会合の実施に合わせてセミナーを実施し、複数国の複数機関に同時に働きかけ、各組織の役割認識及び地域協力促進を目的とする。

意識啓発コースには、核セキュリティに関する理解に留まらない重要な役割がある。セミナーの場に、多忙である大臣・副大臣級等の政府高官が時間を割いて出席するという事は、当該国における高いレベルの政治的コミットメントを表しており、参加する政府関係機関・その他関係機関に対して核セキュリティ強化へのモチベーションを提供する。

また関係機関同士、どの組織の誰が核セキュリティの役割を担うのか、顔・名前・連絡先を共有できるステークホルダー・ネットワーク構築の場となる。核セキュリティを含む危機事態対応においては、平時から顔の見える関係を構築しておくことが危機時の効果的な対応・連携には不可欠である。ステークホルダーが集まる意識啓発コースが、ネットワーク構築のプラットフォームとして機能する。

2-2. 実践的コース

核セキュリティの実務を担う担当者を対象として、任務を遂行するにあたり必要な知識・スキルを習得させる目的で実施するのが実践的コースである。ISCN では核物質・放射性物質及び施設を物理的に防護する、核物質防護 (physical protection) に関する実践的コースを実施している。

2-2-1. アジア向け核物質防護トレーニング (PP-RTC)

ISCN では、2011 年よりアジア向け核物質防護地域トレーニング (PP-RTC) を毎年実施している。核セキュリティに関与する政府関係機関等を対象とし、参加者を日本に招聘して茨城県東海村で開催する 2 週間のコースである。

PP-RTC のコース構成は表 1 の通り。

表 1 PP-RTC の構成

トレーニング構成要素	概要
講義	教室でのインタラクティブな講義
グループ演習	講義の内容をよりよく理解するため、講義後に小グループに分かれて演習を行う
理解度確認テスト(電子投票)	一日の終わりに、その日学習した内容の理解度を確認する小テスト(1 講義 2 問程度)を行う。電子投票システムを活用し、無記名で即時に回答を集計して表示できる
バーチャルリアリティ (VR) システム実習	演習で用いる仮想の原子力施設を 3D で構築し、仮想施設の核物質防護設備を理解する
核物質防護実習フィールド (PP フィールド) 実習	侵入検知センサー、監視カメラシステム、出入管理システム等の核物質防護に用いる実機を配備し、機器の動作原理や特徴を、実際に機器を動かして体験しながら学ぶ
被爆地訪問 (広島市または長崎市)	被爆地を訪問し、資料館の見学や被爆者講話を通じて核セキュリティの重要性を強く認識する

参加者は主に核セキュリティ規制機関、治安機関、事業者及びその他政府関係機関から 24-30 名程度である。小グループ演習では、「職務や核物質防護の経験等を考慮して」参加者を 6-8 名ずつに分けて行う。

2.2.2 国内向け核物質防護コース

日本は核物質防護規制も導入され、核セキュリティの責任を負う機関・組織も定められている。ISCN では、主に原子力事業者を対象とした PP-RTC の国内版コース (国内 PP コース) を実施している。国内 PP コースは、PP-RTC とほぼ同じ構成であるが、VR 実習と被爆地訪問は含まない。期間も連続した 2 週間ではなく、三部構成として、それぞれ 2 日間、3 日間、3 日間として拘束時間をできるだけ短くしている。また開催地も PP フィールド実習がある第二部のみ茨城県東海村で開催し、第一部及び三部は東京で開催することで、全国の事業者が参加しやすいように配慮している。

2-3. 核セキュリティ文化醸成支援

日本では、核セキュリティ文化の醸成が核物質防護規制で要求されており、国内の事業者は核セキュリティ文化醸成活動に取り組んでいる。ISCN では、事業者の文化醸成活動を支援するため、国内の原子力発電所を訪問して以下の活動を行っている。

1. 核セキュリティ文化講演会：発電所の従業員及び関連会社を対象とした、核セキュリティ概要に関する講演。核物質防護担当者だけでなく、一般従業員も対象としている。
2. グループディスカッション：核物質防護担当者、或いは一般従業員も交え、テーマを絞った少人数グループディスカッション。実際の事例等を用い、ISCN が進行役を務めてディスカッションすることで、核セキュリティと自身の業務の関係をより深く理解する。

3. 新型コロナ影響下での人材育成支援

新型コロナの急速な蔓延により、対象国で実施する往訪セミナー、アジアから参加者が来日して国内で実施する対面型のトレーニング実施の見通しが立たなくなった。また国内においても、首都圏や茨城県東海村を含む広域での緊急事態宣言の発令が繰り返され、ISCN の人材育成支援事業にも様々な制約が出た。新型コロナへの対応を表 2 に示す。

表 2 新型コロナ影響下での対応

人材育成支援事業の種別	対応
対象国での往訪セミナー等	延期
アジア諸国から来日するコース	オンライン
国内向け核物質部防護コース	規模縮小等
核セキュリティ文化醸成支援	オンライン及び対面

3-1. オンライン アジア向け核物質防護トレーニング開発（オンライン PP-RTC）

ISCN では、2020 年 4 月にオンラインコース開発に着手した。PP-RTC は、ISCN の核セキュリティ分野における基幹となるトレーニングである。そのため、PP-RTC がオンライン化の第一弾となった。

旧来の対面型 PP-RTC とオンライン PP-RTC の比較を表 3 に示す。

表 3 対面型とオンラインの比較

	対面型	オンライン
期間	11 日間（被爆地訪問 2 日間を含む）	10 日間
一日のコース実施時間	6-7 時間	4 時間（45 分間のライブ授業 2 コマ、間に 2 時間のインターバル）
受入参加者数	24-32	16

オンライン PP-RTC は、e ラーニング（自習）とライブ授業（Zoom）を組み合わせた構成とした。講義はすべて e ラーニングとし、グループ演習をライブ授業にすることで、参加者のライブ授業での集中力を高め、オンライン環境による疲労を軽減した。

オンライン PP-RTC の実施手法と対面型との比較を表 4 に示す。

表 4 オンライン PP-RTC 構成

項目	対面型	オンライン
講義	講師による座学	e ラーニングによる自習
理解度テスト	電子投票による即時回答	e ラーニング：講義の後にテスト回答
グループ演習	小グループで演習問題を解く	Zoom のブレイクアウト機能を活用したライブ授業
VR 実習	VR 室での体験実習	なし
PP フィールド実習	実機を使った実習	なし
被爆地訪問	広島市または長崎市を訪問	なし

3-2. 国内向け核物質防護コース（国内 PP コース）

国内 PP コースは、感染防止対策の導入に伴い、受入参加者数を対面型の 30 名程度から 16 名へ縮小して対面実施の継続を試みた。開催地も、比較的感染者数が落ち着いていた茨城県東海村ですべて開催し、ソーシャルディスタンスの確保、手指消毒、マスク着用、実習時の手袋の着用等の感染防止対策を講じて実施した。なお、2021 年度は茨城県を含む緊急事態宣言の発令に伴い、急遽東

海村へ来られなくなった参加者向けに、体験型実習を伴わない部分をオンライン中継するハイブリッド形式も採用するなど柔軟な対応を行った。

3-3. 核セキュリティ文化醸成支援

講演会は、多くの従業員を集めて実施する形式が多く、大型会議室に大勢を集めての実施は感染への懸念があることから延期が相次いだ。しかし、オンラインを活用して実施したのもあった。新型コロナ影響下における核セキュリティ文化醸成支援を表5に示す。

表5 核セキュリティ文化醸成支援

開催形式	オンライン活用方法
講演会	1. オンラインのみ 2. ハイブリッド：オンライン・対面 3. ハイブリッド：オンライン・ビデオ
グループディスカッション	ハイブリッド：オンライン・対面

講演会は、ISCN 講師がメインとなる会場を訪問し、それ以外の会場（会議室、自席）をオンラインでつなぐ、オンラインと対面のハイブリッドや、オンラインでの講演（Zoom）を録画し、一部参加者は録画ビデオを視聴するハイブリッドでの実施もあった。グループディスカッションも、グループ毎の会議室に ISCN 講師が対面で立ち合い、各グループをオンラインでつなぐハイブリッド方式で実施した。

4. コロナ後の核セキュリティ人材育成支援

2020 年度の核セキュリティ人材育成支援事業は新型コロナ感染症の影響の長期化によって大きな影響を受けたが、いずれのコースも参加者からの評価は高く、効果的に実施できたと言える。これらの経験から、対面型とオンラインの良さを活かした核セキュリティ人事育成の新たなアプローチを検討した。

4-1. 意識啓発コース

オンラインでの実施は、物理的な移動を伴わないため、より多くの利害関係者が参加できる利点があり、複数の国を対象とした多国間協力においては、オンラインの利点が更に活きる。Zoom 等の Web 会議ツールの進化は顕著で、十分な性能の同時通訳機能もあり、オンラインでも特段支障

がなくなった。ただし参加者間の相互交流やネットワーク構築には限界があることを認識する必要がある。意識啓発だけでなく、テーマを絞って少人数の対面型でフォローすることも合わせて検討することが重要である。

他方、特定の対象国で実施する二国間協力での意識啓発では、少なくとも各組織のシニアマネジメント層の参加者や主要窓口担当者は対面での参加が可能な方法が効果的である。物理的に同じ場にいること、また休憩中のコミュニケーションによる人的ネットワーク構築という観点では対面の方が効果的であることは明らかであり、平時から顔の見える関係を築くことが目的の一部となるトレーニングについては対面での実施を模索し続ける一方で、対面型とオンラインをうまく組み合わせたハイブリッド型が適用可能なトレーニングもあると考える。

4-2. 実践的コース

実践的コースでは実施設や実機を用いた体験型学習に重点を置くため、対面型が効果的である。しかし、e ラーニングによる自習を受講条件とし、実施設・実機を用いた演習部分のみ対面実施とすることで、効率的なトレーニングとすることができる。

通常実務担当者は職場を長期間離れることは困難であり、e ラーニングとの併用で対面型実施期間を短くすることができれば、より、参加しやすくなる。さらに、トレーニング開催側にとっては短期間となればコース開催頻度を高めて、トレーニングへのニーズに対応することができる。

4-3. 核セキュリティ文化醸成支援

広く従業員全般を対象とする核セキュリティ文化講演会は、オンラインでの実施も効果的ではある。ただし、核セキュリティ文化醸成は核物質防護担当者だけでなく全従業員が自身の役割を認識してもらうことが必要で、そのためには、講師と参加者のインタラクティブ性がカギとなる。例えば、参加者各自が 1 人 1 台の PC を通じて参加できれば、Web 会議ツールの投票機能等双方向のやりとりが可能となる。ウェブ上またはスマートフォンでリアルタイム投票ができるツールを用いる方法も海外では良く使われている。

他方、グループディスカッションは進行役のリードで参加者同士が意見を交わすものであり、オンラインでは進行役と参加者（1 対 1）のやりと

りはスムーズでできることが我々の経験から明らかであるが、参加者同士の議論となると対面型ほどのテンポでは進まないことが課題である。グループに進行役を同じ部屋（対面）に配し、その上で複数グループをオンラインで接続するハイブリッド型は効果的であると考えられる。

5. 結論

核セキュリティは取り組む活動もステークホルダーも幅広いため、人材育成支援の対象者、目的及び内容も様々である。新型コロナの影響下においても核セキュリティ人材育成支援事業継続のために適切な感染予防策を講じての対面型実施とオンライン化、さらにはそのハイブリッド方式を検討、実施した。様々な取り組みとそこから得られた経験と知見から、効果的な人材育成手法を意識啓発、実践、核セキュリティ文化醸成の分類で考察した。ISCN が重視する高い双方向性及び実践的な体験型トレーニングを実現するため、可能な限り対面型を主軸にしつつ、オンラインを組み合わせて事前学習を課す、対面でのトレーニング日数を短縮するなど、参加しやすかつ学習効果を高める手法について継続して検討していく。

JAEAにおける核物質防護システムの調達及び品質管理等に対する取り組み Efforts of Procurement and Quality Managements for Physical Protection System in JAEA

*芝田 陵大, 山崎 勝幸, 山田 博之, 宮地 紀子, 中村 仁宣
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

*Ryodai SHIBATA, Katsuyuki YAMAZAKI, Hiroyuki YAMADA, Noriko MIYAJI, Hironobu NAKAMURA
Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

In general, a computer-controlled system is used for the physical protection system (PPS) in nuclear facilities. If insider/outsider intentionally change program and/or install computer virus to PPS, they might be invalidated. Due to insufficient surveillance against malicious act, unauthorized removal of nuclear material and sabotage may be caused. One of the important things for reducing risk is the management of procurement. In JAEA, we strictly manage 4 representative points such as supply chain risk, quality assurance, information management and security. This paper introduces our efforts of necessary procurement and quality managements etc. for the PPS procurement.

1. 緒言

一般的に、原子力施設の警備のために運用している核物質防護システム（以下、「PPS」という。）は、コンピュータ制御システムが使用されている（以下、「情報システム」という）。仮に、悪意を持った者によるプログラムの改ざんやウイルス感染に伴い、PPSを無効化した場合、不法行為に対する監視等が十分にできず、核物質の盗取や妨害破壊行為が引き起こされる恐れがある。本論文では、この影響を低減するために必要な調達及び品質管理等への取り組みと、その内容について紹介する。

2. 原子力施設のセキュリティ対策

2-1. 情報システムセキュリティ対策

情報システムセキュリティ対策は、国際原子力機関（IAEA）が提供している Nuclear Security Series No. 17^[1]に指針として詳細に記載されている。本文書によると、施設内の様々な情報システムは、役割ごとにサイバー攻撃を受けた時の被害の影響度が異なるため、重要度に応じたレベル分類が必要と記述されている。また、事業者は、原子炉等規制法に基づく原子力規制委員会規則の要件に従い、情報システムに対する妨害破壊行為が行われるおそれがある場合又は行われた場合において迅速かつ確実に対応できるように「情報システムセキュリティ計画」（以下、CSP(Cyber Security Plan))を策定する必要がある。

各システムレベルにおける情報システムセキュリティ対策を図1に示す。なお、本図は例示したものであり、実際の施設の個別防護対策を示したのではない。

共通の対策はシステムレベルによらず、全て

の情報システムに実施されるものである。図1に示すような外部インターフェース管理、パスワード管理等がある。

レベル1は、安全機能を司る運転制御システム等、最高のセキュリティレベルを必要とするシステムである。

レベル2は、PPSまたはより高いレベルのセキュリティを必要とする運転制御システムである。

レベル3は、計測制御系システム等、制御や監視を行うためのシステムである。

レベル4は、線量モニタリングシステム等、構成機器又はシステムに関係する維持管理又は運転活動の管理者に使用される技術データ管理システム、或いは運転のための技術的仕様によって要求されるシステムである。

各レベルの対策の例として、レベル1～2は鍵管理や2 パーソナルルール等の対策、レベル3～4は、アクセス制限等の対策がある。また、レベル1～3は、スタンドアロンである。



図1 情報システムセキュリティ対策

2-2. 核物質防護システム

図2にPPSのイメージ図を示す。このシステムは、出入管理システム、侵入検知センサー、カメラシステム等の設備から構成されており、これらの設備はコンピュータによって制御されている。このPPSは重要システムであり、規則要件に基づきスタンドアロンとなっている。PPSを制御するコンピュータが、悪意を持った者によるサイバー攻撃により無効化された場合、侵入の検知等が行えず、悪意を持った者による核物質の盗取や妨害破壊行為につながる可能性がある。

一方、他の運転制御、計測制御、監視系のシステムにも同様なことが言える。サイバー攻撃により無効化され、作動しなかったり、プログラムの書き換え等により暴走したり、違う監視画面が表示されたりすれば、事業者の業務や公衆に対し、多大な影響が生じることは言うまでもない。特にレベル1の重要な運転制御系に対する攻撃については、より注意を払う必要がある。

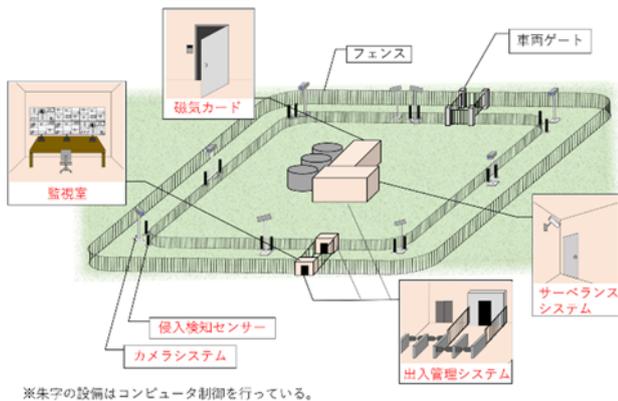


図2 PPSのイメージ

3. システムの無効化を引き起こすリスクの想定

システムの無効化を引き起こす可能性のある原因及び脅威について考えられる具体例を以下に示す。ここで、脅威とは内部脅威及び外部脅威を言い、内部脅威は従業員、外部脅威は外部業者を想定している。

- ① 悪意を持つ者により、システムのプログラムを変更されてしまう。
- ② 設備のメンテナンス時に悪意を持つ外部業者が記憶媒体（USB等）を持ち込み、ウイルスのインストールを実施する。
- ③ 既にウイルスが組み込まれた装置または設備を調達してしまう。

これらにより、監視システムの機能が無効化され、不審者の検知ができなくなることで、核物質の盗取や妨害破壊行為が引き起こされる恐れがあることから、リスク管理の1つとして、調達管理が極めて重要となる。

4. 調達管理

4-1. 調達管理における重要ポイント

PPSの製作または機能追加等の改造等にあたっては、多くの場合、アウトソースする。PPSは前述の通り重要なシステムであることから、要求機能を満たした作動をすることが担保（品質保証）でき、かつ約束事項を確実に履行する者と契約することが必要不可欠である。このためには、調達管理が重要であり、JAEAでは、サプライチェーンリスク、品質保証、情報管理、セキュリティの4つを重要ポイントとして、厳格な管理を行っている。

サプライチェーンリスク及び情報管理はリスクのある者との契約防止、品質保証は品質が不十分な製品等の納入を防止、セキュリティは安全の維持を目的として実施する。

(1) サプライチェーンリスク

構築するPPSからの情報の盗取やシステム停止、破壊等の悪意ある機能が組み込まれる等のサプライチェーンリスクに備える必要がある。悪意ある機能が組み込まれた物品の購入や保守作業においてプログラムの変更が行われるリスクも含まれる。

この対策として、入札者が信頼できるかどうかのリスクの把握、業務に対する理解度、システムの開発環境等を確認し、入札者の信頼性を評価する。また、サプライチェーンリスク対策として、第三者機関による入札者の妥当性評価もあわせて実施する。

(2) 品質保証

PPSの構築に必要な機器やプログラムを新規に調達する場合の他、保守および点検時に仕様書を満たした製品等の納入や、適切な保守・点検ができるか確認するために入札者の評価を行う必要がある。特に、新規参入業者に対しては、十分な評価が必要である。

設計書の妥当性確認や、システム全体の構築が完了した後、検査を行い、仕様確認及び動作確認を実施し、自社で品質が担保されているこ

とを確認する。

(3) 情報管理

PPSの設計や開発に必要な情報は、JAEAから受注者に提供されることになる。また、構築されたPPS全体の情報は、サイバー攻撃に悪用される可能性がある。

この対策として、入札者が適切にこれらの情報を管理できることを監査で確認する。さらに、契約後は情報管理の履行状況について監査を実施する。

(4) セキュリティ

PPSの施設への設置にあたっては、悪意を持った作業員によるシステムへの妨害破壊行為を防ぐ必要がある。

この対策として、作業エリアへの立入制限や不審行動の監視のための常時エスコートを行う。基本的な対策として、専門知識を有する者が立ち会う、作業に使用するメディアのウイルスチェックを作業前にする等、保守作業等において、不審行為が無いことを確実にすることが大事である。

4-2. 調達管理の仕組み

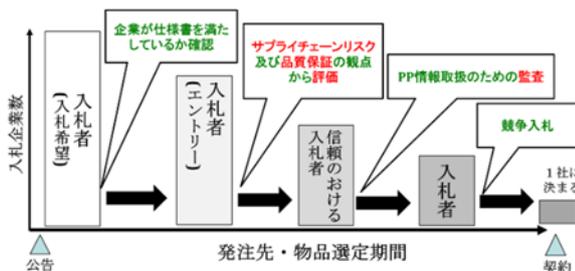


図3 調達管理イメージ

調達のための契約（主に、競争入札時）においては、4-1 項 (1)～(3)に示す重要ポイントを基に、図3に示すような、段階的な管理を実施する必要がある。これは、技術仕様等の要求事項を満足し、厳格に情報の管理が為され、悪意等のリスクが排除されるために必要な措置である。なお図3は、必要性の観点から調達の方法論を示したものであり、具体的な方法や判断基準等については、情報管理やリスクの観点から非開示

である。

調達管理のイメージは、下記のとおりである。まず、入札参加希望者に仕様書を提示し、その仕様書を満たしているかを確認する。仕様書を満たしている入札希望者は入札にエントリーする。エントリーした入札者はサプライチェーン及び品質管理の観点から評価が行われ、評価において問題がなく、信頼のおける入札者だけが選定される。サプライチェーンリスクの観点では、入札者の信頼性を評価している。さらに、第三者機関による入札者の妥当性評価をあわせて行うことで、より信頼性の高い入札者を選定している。また、品質保証の観点では要求する品質を満足した製品又は保守・メンテナンスを行えることを評価する目的として実施している。

その後、これらの評価を通過した入札者に対しては、核物質防護情報の取扱いのための監査を行い、核物質防護情報が漏えいなく確実に管理できるかどうか確認する。

この一通りのプロセスを通過した入札者で競争入札を行い、契約する1社を決定する。さらに、契約後において4-1 項(4)に示すセキュリティの対策を、契約仕様書にて担保し、確実に行うことでリスク低減を行っている。

次に3項に示した想定されるシステムの無効化を引き起こすリスクの例①～③を用いて、この調達管理の仕組みの各段階でリスク低減が図れることを確認する。

①のリスクに対しては、4-1 項(1)～(4)により低減ができる。②のリスクに対しては、(4)により低減できる。③のリスクに対しては、(1)及び(2)により低減できる。4-1 項で示した4つの重要ポイントと調達の仕組みがリスクの低減に有効であると考えられる。

PPSを開発(改造)し、運用を開始後、定期的な保守や点検を実施し、PPSを廃棄するまでのライフサイクル全体を通じて、調達管理を継続する必要がある。表1にライフサイクルの各段階における重要ポイントの役割を示す。ライフサイクルの開発(改造)及び保守段階では、サプライチェーン及び品質保証、情報管理、セキュリティの全てが重要となる。運用・廃棄段階では、情報管理及びセキュリティが重要となる。廃棄段階では確実に破棄作業が実施されたことを確認しなければならないため、セキュリティが必要となる。この結果より、PPSを健全な状態に維持するためには、全てのライフサイクルにおい

て、適切に管理が為されることが重要である。

表1 ライフサイクルの各段階における
重要ポイントの役割

ライフサイクル 重要ポイント	開発 (改造)	運用	保守	廃棄
サプライチェーンリスク	○		○	
品質保証	○		○	
情報管理	○	○	○	○
セキュリティ	○	○	○	○

(サプライチェーンリスク)

悪意ある機能が組み込まれるリスクの防止

(品質保証)

品質の不十分な製品等の発注防止

(情報管理)

入札者が情報を管理できるかについての監査

(セキュリティ)

作業による妨害破壊行為の防止

5. 結論

情報システムに対し、内部・外部からのサイバー攻撃が起こらないよう、JAEA が実施しているPPSの健全性を確保する調達管理の仕組みとそのポイントについて整理した。特に、調達管理は、PPSの開発時だけでなくライフサイクル全体を通じて適用することが重要である。

サイバー攻撃の特徴は、一瞬にして攻撃を受け、PPSが無効化されることである。そのため、普段からサイバー攻撃の標的となるような弱点に対して対策を行うことが重要である。本論文で紹介した調達管理も、そのための対策の一つであり、情報システムセキュリティリスクの低減に努めていく必要がある。

参考文献

[1] International Atomic Energy Agency, Computer Security at Nuclear Facilities (Technical Guidance Reference Manual), Nuclear Security Series No.17, 2011.

[2] 河野壮馬他、核燃料施設におけるセキュリティ対策(2) サイバーセキュリティにおける内部脅威対策、日本核物質管理学会第39回年次大会論文集、2018

制御系ネットワークへの不正アクセス検知に関する フィジビリティスタディ

The feasibility study on detection of unauthorized access
into industrial control systems network

*横山 治弘, 中園 智光, 伊藤 彰彦, 宮下 茂, 斉藤 善朗
日本原燃株式会社

*Haruhiro Yokoyama, Toshimitsu Nakazono, Akihiko Ito, Shigeru Miyashita, Yoshiro Saito
Japan Nuclear Fuel Limited

Abstract

We conducted a feasibility study on intrusion detection systems as a cyber-security measure for an industrial control systems network. Intrusion detection systems can detect network connections of malicious terminals and network communication by malicious programs such as computer viruses. We made a comparison with three detection methods and three detection algorithms on control systems availability, detecting functions, ease of deployment and operability. We selected the port mirroring method with machine learning algorithm through the comparison. We introduced an intrusion detection system with the selected method / algorithm on a trial basis to the actual control systems network and verified the functionality.

1. はじめに

1-1. 背景

従来、制御系ネットワークは情報系ネットワークから独立したネットワークであり、セキュリティ対策の重要性が認知されていなかった。

しかし、2010年にイランの原子力関連施設において制御系設備を狙ったマルウェア「Stuxnet」の感染が広がり、遠心分離機の設備破壊に至ったとの報告があった^[1]。これを契機に、制御系ネットワークに対するセキュリティ対策が重視されるようになった。

当社においても制御系ネットワークのセキュリティ強化に取り組んでいるが、セキュリティ対策はシステムの可用性を低下させる可能性があることに十分な注意を払っている。制御系ネットワークの不具合が安全機能に影響を与えないよう、可用性の確保はセキュリティ対策導入に当た

っての重要な要件となる。

1-2. 目的

不正アクセスを検知する設備の検知方式と検知アルゴリズムについて、可用性の確保、検知機能、導入容易性および運用性の比較を中心に当社再処理施設の制御系ネットワークへの適用に関するフィジビリティスタディを実施した。

本稿ではフィジビリティスタディの結果および得られた知見について報告する。

2. 検討内容

2-1. 検知方式検討

制御系ネットワークの可用性を確保した上で設備導入が可能かどうかの観点で3種類の検知方式を比較した。(表1)

表1 検知方式比較

方式	ポートミラーリング方式	インライン方式	エージェント方式
メリット	・既存ネットワーク通信に影響を与えない	・導入時に既設ネットワーク機器の設定変更が不要	・制御機器の詳細情報が入手可能である
デメリット	・導入時に既設ネットワーク機器の設定変更が必要	・導入時に既存ネットワーク通信の停止が発生する ・検知機器の故障時に既存ネットワーク停止などの影響が出る	・導入時に制御機器へエージェントをインストールするなど広範囲で既存設備の構成変更が必要 ・制御機器へエージェントをインストールできない場合が多い
通信データ取得精度	・ミラーリング時に取得する通信データの一部が欠損する可能性がある	・欠損なく通信データが取得できる	・欠損なく通信データが取得できる
評価	○	△	×

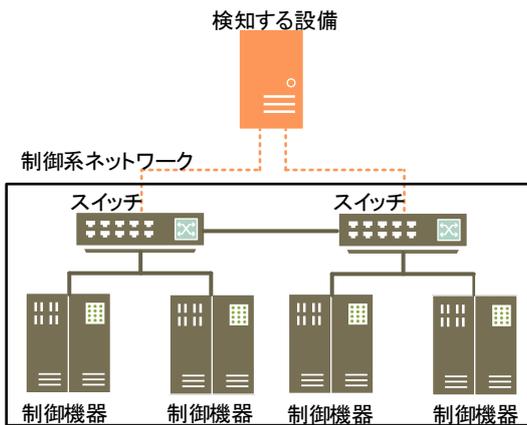


図 1 ポートミラーリング方式

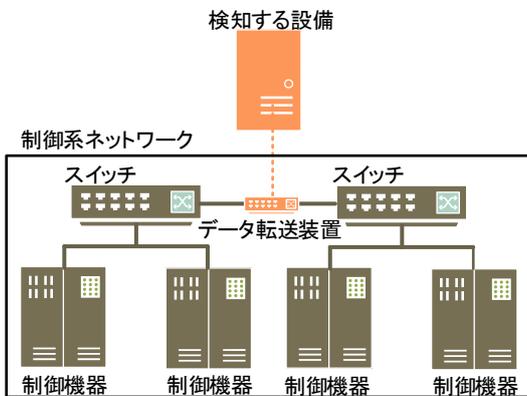


図 2 インライン方式

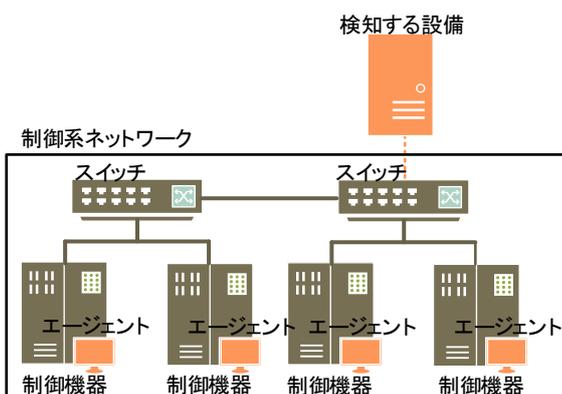


図 3 エージェント方式

(1)ポートミラーリング方式(図 1)

制御系ネットワークのネットワークスイッチにミラーポートを設定し、通信内容をコピーして監視する方式である。既存のネットワーク通信に影響を与えることなく監視が可能であり、ネットワークスイッチの設定変更のみで実施できるため導入は容易である。ただし、ネットワークスイ

ッチでやり取りされる通信データ量が多い場合、通信データのコピー時において、取得する通信データの一部が欠損する可能性がある。

(2)インライン方式(図 2)

制御系ネットワークのネットワークスイッチ間の通信経路上にデータ転送装置を配置の上、検知する設備を接続し、通信内容をコピーして監視する方式である。通信内容のコピー時において、取得する通信データの欠損の可能性は少ない。

ただし、データ転送装置は通信データ量の多い通信経路上への設置が有効であるが、導入には制御設備の一時的な稼働停止の発生が避けられない。また、データ転送装置の故障によりネットワーク通信を停止させてしまう可能性があり、可用性を重視する制御系ネットワークへの導入は難しい。

(3)エージェント方式(図 3)

既設設備の制御機器に対して監視ソフトウェア(エージェント)を導入する方式である。汎用 OS を搭載したコンピュータ等で構成される情報系ネットワークで広く採用されている方式である。

エージェントが取得した通信データは全て収集可能である。ただし、制御系ネットワークにおいては、独自 OS やファームウェアを搭載した機器が多いため、エージェントソフトウェアが対応できない場合があり、一律の導入は困難である。

以上の比較より、通信データの取得精度はやや劣るが、現状の既設設備に対して追加導入が比較的容易で、可用性への影響も少ないポートミラーリング方式を検証対象とした。

2-2. 検知アルゴリズム検討

次に 3 種類の検知アルゴリズムを比較した。(表 2)

(1)シグネチャ型

ブラックリスト型とも呼ばれる。マルウェア特有のふるまいを記したシグネチャを登録した上で、シグネチャと通信データを比較し、一致する通信を不正と検知する。

よって、未知のマルウェアの検知はできない。検知能力の維持には常に最新のシグネチャの登録が必要であり、運用負荷が高い。

表 2 検知アルゴリズム比較

アルゴリズム	シグネチャ型	ホワイトリスト型	機械学習型
導入	メリット	-	-
	デメリット	シグネチャの事前準備が必要	高い精度のホワイトリストが必要
運用	メリット	誤検知の可能性が低い	-
	デメリット	常に最新シグネチャの更新が必要	ホワイトリストのメンテナンスが必要
検知機能	既知の攻撃	検知	検知
	未知の攻撃	検知不可	検知
	不正な操作	検知不可	検知
	非定期的正常の操作	検知不可	ホワイトリストの精度が高い:正常と判断 ホワイトリストの精度が低い:不正と判断
評価	×	△	○

(2)ホワイトリスト型

問題のない正常な通信をユーザが定義し、ホワイトリストを作成する。ホワイトリストから外れる通信を不正と検知する。ホワイトリストの精度を高めるには、制御系ネットワークの通信仕様の十分な理解が必要であり、現状の通信仕様の把握が困難な場合は導入が難しい。

(3)機械学習型

検知する設備に、一定期間定常の通信データを学習させてルールを定義させる。学習後はルールと通信データを比較し、ルールから逸れた通信を不正とし検知する。検知する設備が不正と検知した通信が正常な通信であった場合は、ユーザが正常であると学習させ、ルールを更新する。ネットワークの構成変化に対しては追加学習により対応可能であり、導入および運用が容易である。

しかし、導入時点で不正通信が行われている場合、定常通信と誤認するデメリットがある。シグネチャ型と組み合わせて構成することで、導入時点の不正通信を検知する対策を取る必要がある。

比較の結果から、制御系ネットワークの通信仕様の十分な理解ができていない現状において、検知アルゴリズムとして機械学習型(シグネチャ型

併用型)が当社の制御系ネットワークの不正アクセス検知の手段に適していると判断した。

3. 試験導入結果

不正アクセスを検知する設備を試験的に制御系ネットワークに導入し、一定期間ネットワークスイッチの通信データを解析した。

導入時に特段問題は発生せず、制御系ネットワークへの影響も確認されなかった。また、学習期間の特別なオペレーションは不要であり、導入容易性と運用性の高さが確認できた。

次に検知機能の確認の観点で、検知する設備が作成した機器一覧およびリスク評価結果について述べる。

3-1. 機器一覧(Asset Inventory)

検知する設備により得られる情報(IP アドレス・MAC アドレス・ホスト名・ベンダ情報等)のイメージを図 4 に示す。これは検知する設備が、通信データを解析することでネットワークスイッチに接続された機器を検出し、自動作成したものである。

一覧にない機器を新たに検知するとアラートを挙げることも可能である(図 5)。機器同士の接続関係(トポロジー)を示すこともできる(図 6)。

Host Name	Type	Operating System	IP Address	MAC Address	Vendor
196.168.2.1	Router	None	196.168.2.1	4e:1c:c4:37:da:ac	MIRAI CORPORATE
GATEWAY2	Workstation	Windows XXXX	196.169.2.10	20:44:73:a2:9b:3b	KATE COMPANYLTD.
GATEWAY2-1	Workstation	Windows XXXX	196.169.2.11	0d:ba:94:27:14:ee	KATE COMPANYLTD.
SERVERCC1	DB Server	None	196.169.10.201	4d:18:10:8e:73:2b	None
WSPCA1	Workstation	Windows XX	196.169.10.101	49:7d:38:98:c3:90	KAWASHITA
SERVERCC2	DB Server	None	196.169.10.202	56:e3:28:62:20:c7	None

図 4 機器一覧(Asset Inventory)の一部(イメージ)

ただし、機器が設置された部屋・盤番号などの物理的な機器の特定情報は得られない。これは通信データに物理的な機器の特定情報を含まないためである。現場の機器の特定には設計図書を参照し、紐づけ作業等行う必要がある。



図5 不正端末の検知アラート(イメージ)

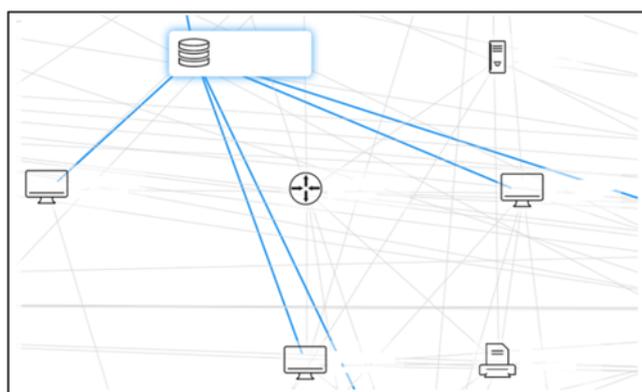


図6 トポロジーの一部

3-2. リスク評価結果 (Risk Assessment)

検知する設備により、図7のようなリスク評価結果が得られた。検知する設備は、通信データの解析から接続機器のOSやファームウェアのバージョン情報を特定することができた。接続機器の中から脆弱性を持つ機器の洗い出しが可能であり、この情報を基に対策を取るべき対象を特定することができる。

セキュリティリスクスコアを算出する機能もあり、制御系ネットワークのセキュリティレベルの指標として脆弱性対策実施後の結果評価に利用できる。

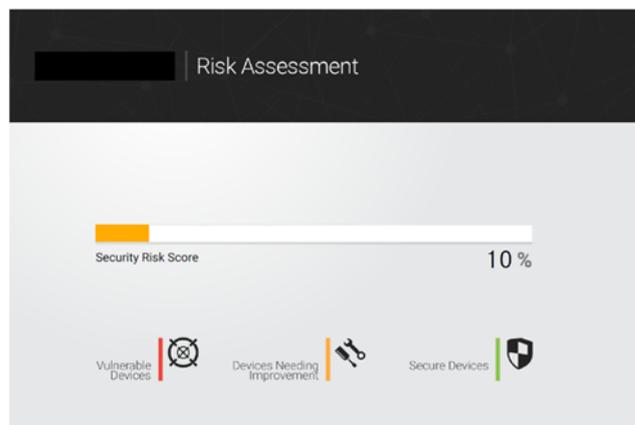


図7 リスク評価結果(Risk Assessment)
(イメージ)

3-3. 検知する設備導入の留意点

実環境での試験導入では、通信データを取得するネットワークスイッチよりも下位側にプロトコル変換を行う装置(ゲートウェイ等)がある場合、プロトコル変換により、機器情報を取得できないことが分かった。必要に応じてゲートウェイより下位側で通信データを取得する必要がある。

4. 結論

制御系ネットワークの不正アクセスを検知する設備のフィジビリティスタディを行い、可用性の確保、検知機能、導入容易性および運用性を確認した。

検知する設備から得られた機器一覧とリスク評価結果から、検知機能の有効性の確認ができた。試験導入において可用性を低下させるような問題は発生せず、可用性の確保ができた。学習期間における特別なオペレーションは不要であり、その導入容易性と運用性が確認できた。

引き続き、前述のゲートウェイのプロトコル変換による情報隠蔽に留意し、不正アクセスを検知する設備の検証を続ける。

引用・参考文献

- [1]. (独) 情報処理推進機構(IPA), 制御システムの情報セキュリティ, 2019, p. 9-24,
<https://www.ipa.go.jp/files/000073863.pdf>

施設と輸送のセキュリティに係るシナジー

Synergy of ensuring security between facility and transportation

*鈴木 美寿, 吉廻 智江, 村岡 真, 長谷川 秀一

東京大学大学院工学系研究科原子力専攻

*Mitsutoshi Suzuki, Tomoe Yoshizako, Shin Muraoka, and Syuichi Hasegawa

Nuclear Professional School, School of Engineering, The University of Tokyo

As well as the interface between safety and security in nuclear power engineering, some types of conflict and/or synergy between security in facility and that in transportation are investigated from the view of security risk when ensuring those security simultaneously. In a risk assessment of security event, due to lack of knowledge about initiation probability such as Probabilistic Risk Assessment (PRA) in severe accident analysis the conditional probability is widely used to evaluate the effectiveness of security countermeasures considering the degree of difficulty of event sequence. For external events, the risk assessment of natural disasters has been investigated, however, that of intentional security events has been still in the research phase and has not been commonly understood while showing foreign studies on the safety and security interface. In this study, as one of the evaluation methods already proposed, a Markov model with the assumption that the occurrence of security event is random is used to evaluate security risk of facility and transportation and to investigate the synergetic effect.

1. 緒言

安全とセキュリティにおいては、「人と環境を原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護すること」という共通の目的を達成する為に、両者の間には相反する事があるものの、相乗効果が得られる事に着目して、安全とセキュリティのインターフェースとして、両者が共に成立することを目指すことが重要である[1]。

安全とセキュリティのインターフェースと同様に、同じセキュリティの中においても、原子力施設と核燃料輸送のセキュリティ確保において、一見、両者は相反するよう見えていたものが、実は相乗効果を伴うことであることを明らかにする。その相乗効果について、セキュリティリスクを評価することで比較検討する。

2. インターフェース

2-1. 安全とセキュリティ

安全とセキュリティにおいては、例えば、原子力発電所構内で火災のような緊急事態が発生した際に、オフサイト消防隊の本人確認を手早く済ませ、如何に早く入構させ消火活動を行わせるかで、既に両者のバランスを考慮した良好事例が出て来ている。

一方で、セキュリティの妨害破壊行為(サボタージュ)対策において、枢要設備を特定し防護することは、原子力発電所が炉心損傷に至る様な深刻な事態に進展させないためにも重要で、枢要設備の特定と防護のために、枢要設備の離隔距離を持った配置設計等を行うことは、両者の相乗効果

を持った対策と言える[2]。

2-2. 施設と輸送

原子力施設の核物質防護区域を、防護対象の核燃料輸送物を積載した輸送隊が通過する際に、施設の入口で出入点検を行うのではなく、出入点検を事前に済ませて、その後は、点検状態が維持されていることを確認することで、施設の入口で輸送隊を不必要に止めない対策は、施設及び輸送のセキュリティ確保にとって、両者の相乗効果を考慮した方法である。

一方、施設の核物質防護区域が狭い場合に、輸送隊が施設の核物質防護区域内で減速せざるを得ない状況が生じ、外部からの輸送車両への飛び乗りが可能となり、輸送のセキュリティ対策と施設のセキュリティ対策との間で、一見すると相反する事態が生じているように思われることがある。

本検討では、施設と輸送の全体のセキュリティリスクを低減化する観点から、こうした問題について調べる。

3. 評価手法

3-1. セキュリティリスク

外部事象に対するリスク評価は、地震等の自然災害に対する取り組みは既に国内で活発に始まっているが、テロ行為のような人為事象に対しては活発でない。こうした人為事象に対するリスク評価の試みは、テロ行為者の情報が把握できない状況では、その評価結果が却って悪い結果を招き

かねないとの指摘もある[3, 4]。

一方、セキュリティリスク評価の持つ限界を把握しつつ、セキュリティ分野で直面する課題に役立てようとする取り組みも、欧米を中心としてある[5]。この中で検討される幾つかの手法に着目し、本検討では、マルコフモデルを用いたセキュリティリスク評価を行う[6, 7]。

3-2. 評価モデル

ゼロメモリの確率過程と言われるマルコフ過程は、過去の事象に影響を受けないことから、現在の状態の遷移が、セキュリティ事象が何時起こるか分からないものの、時間に関する一階の微分方程式によって記述できる。この時間とは状態遷移の時間であって、セキュリティ事案が発生してからの経過時間とは異なることに注意しなければいけない。従って、核物質防護措置のタイムライン評価と比較する等の場合は、各々の状態における遅延時間と対抗部隊の到着時間との大小関係から評価する必要がある[8]。

このモデルを輸送問題に適用し、エリア i からエリア $i+1$ に移動する際に、エリア i での経過時間、セキュリティ事象がランダムに起こると仮定した時の検知確率、エリア i の内在的障壁からセキュリティ事象が失敗になる確率等を、輸送セキュリティリスクの評価として図 1 に示すモデルで考える。ここで、 $Area_i$ は、輸送ルートに沿った一連の区域、 $P(RBD_i)$ は、その区域での検知確率、 λ は検知に繋がる監視措置等の時間間隔、 $P(\text{Technical difficulty}_i)$ は、障壁を乗り越える時間が長い等の技術的困難さから、妨害破壊行為が失敗する確率を、各々表している。

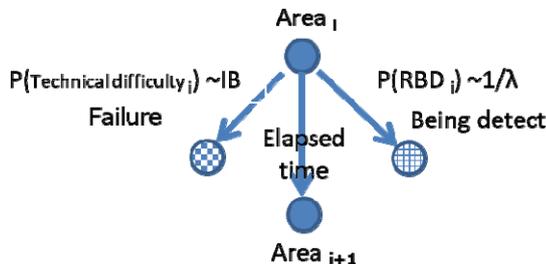


図 1 マルコフモデルによるセキュリティリスク計算

巡視、センサー等の各種セキュリティ対策を実施した際の検知確率を、マルコフモデルの状態遷移はポアソン過程として表されることから検知時間間隔のポアソン分布で表 1 のように考える。

また、セキュリティ対策における内在的障壁（物理的な遅延効果）を、表 2 に示す。

表 1 各セキュリティ対策に伴う検知時間

	Action	Action Abbr.	Time Period of Action	Time to Perform Action	Time to Finish or Confirm Effects of Action	Time period for being detect (mins)
Security Measures	Border Patrol	BP1	2 hours	Seconds	Seconds	120
	Border Patrol	BP2	4 hours	Seconds	Seconds	240
	Border Patrol	BP3	8 hours	Seconds	Seconds	480
	Vibration Sensors	VS	Continuously	Seconds	10 minutes	10
	Laser Sensors	LS	Continuously	Seconds	10 minutes	10
	Image Sensors	IS	Continuously	Seconds	10 minutes	10
	Visible Cameras	VC	Continuously	Seconds	10 minutes	10
	Surveillance Scheme 1	SC1	Seconds	Seconds	Seconds	0.1
	Surveillance Scheme 2	SC2	Continuously	1 hour	15 minutes	75
	Surveillance Scheme 3	SC3	Continuously	8 hours	30 minutes	510

この表の中で、導出方法を例示すると、例えば $BP1=2$ 時間+数秒+数秒 ≈ 120 分、 $VS=$ 数秒+10 分 ≈ 10 分、 $SC2=1$ 時間+15 分 $=75$ 分等となる。

表 2 セキュリティ対策における内在的障壁

		Delay time (mins)
Intrinsic Barriers	Chain link fence with razor wire (CF)	1
	Anti-vehicle barrier (AVB)	1
	Spacious open area (SOA)	20
	Open area (OA)	3
	Public road (Non)	0.5

表 1、2 で示した値より、輸送の全工程をエリア 1～7 に分けて、セキュリティ対策及び内在的障壁を考慮して、表 3 に示すようにマルコフモデルのパラメータを決めた。ここで、 $Area_1$ では、 $RT_1=1/480=0.002(1/\text{mins})$, $RBD_1=1/BP1+1/VS+1/LS+1/IS+1/VC+1/SC2=0.422(1/\text{mins})$, $IB_1=\text{Normdist}((CF+AVB+OA)-\mu)/\sigma=0.5$ となる。また、 RT は輸送経過時間の逆数、 RBD は検知に繋がる監視措置等の時間間隔の逆数の総和、 IB は技術的障壁による遅延時間と対抗部隊の到着時間の大小関係について確率分布を考慮して求めた。

表 3 各エリアにおけるマルコフモデルパラメータ

	Elapsed time (mins)	RTi Rate of elapsed time (1/mins)	Security measures	RBDi Rate of being detect (1/mins)	Intrinsic barriers	Delay (mins) $\mu=5$ $\sigma=1.67$	Intrinsic factor
Area 1	480	0.002	BP1,VS,LS,IS,VC,SC2	0.422	CF,AVB,OA	5	0.50
Area 2	10	0.100	BP3,SC3	0.004	SOA	20	1.00
Area 3	0.3	3.333	BP1,SC1	10.008	Non	0.5	0.00
Area 4	2	0.500	BP1,VS,IS,VC,SC1	10.308	CF,AVB,OA	5	0.50
Area 5	10	0.100	BP2,VS,VC,SC2	0.218	SOA	20	1.00
Area 6	10	0.100	BP1,SC2	0.022	Non	0.5	0.00
Area 7	240	0.004	BP1,VS,LS,IS,VC,SC2	0.422	CF,AVB,OA	5	0.50

これらのパラメータを用いて、エリア1～7におけるマルコフモデルに基づいた連立常微分方程式を解く。数値解法には、MATLAB（米国MathWorks社の数値解析ソフトウェア）を用いた。

4. 評価結果

4-1. 輸送セキュリティリスク

輸送の全工程において、セキュリティ事案が発生した時に、成功する確率(Success)、遅れ時間を考慮して失敗に終わる確率(Failure)、検知される確率(Detection)を、時間の関数として図2に示す。

マルコフモデルによる計算において、横軸の時間軸については、輸送物を移動させてのリスク計算を行っている訳ではないので、図2の時間と輸送の時間（輸送隊が、エリア1からスタートしてエリア7に到達するまでの実輸送時間）とは直接は関係がないが、セキュリティ事案は、失敗又は検知され、成功する確率はゼロとなることが分かる。

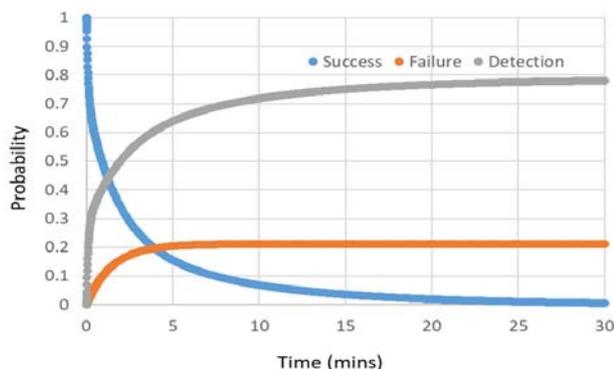


図 2 輸送全工程におけるセキュリティリスク

本検討では、輸送全工程を7つのエリアに分けて考えているが、表3に示すように各々のエリアの特性に基づいて、経過時間、検知時間、内在的

障壁としての遅延効果等が変化する。図3に、各エリアにおける検知確率の変化を示す。

本図の横軸の時間は、各エリアにおける検知確率の時間特性を表しており、例えば、エリア3,4では、輸送の時間も短いために、直ぐに最終的な検知確率に至っている。一方、エリア1,7では、ゆっくりと最終的な検知確率の値に近づいて増加して行く。各エリアにおける、検知確率の大小については、経過時間、検知に繋がる監視措置等及び技術的な遅延時間等から決まって来ており、エリア7で一番検知確率が高いのは、こうした効果によるものと考えられる。

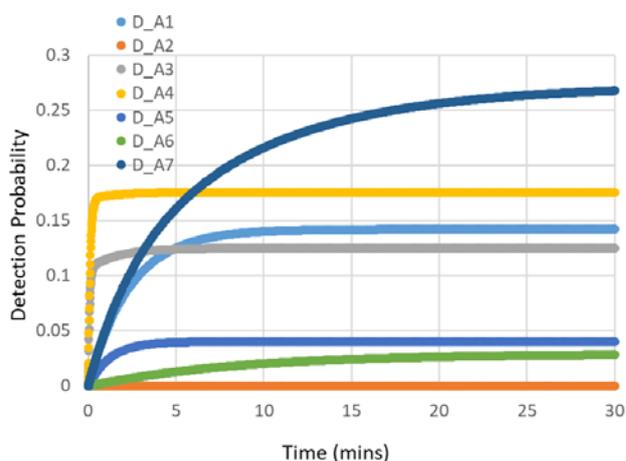


図 3 各エリアにおける検知確率

4-2. 施設と輸送のセキュリティに係るシナジー

核燃料輸送中のセキュリティ確保の為に、輸送車列は輸送途中で停車しないで最終目的地まで運行する。この為に、障害物の除去、公道等での信号操作等が行われる。

しかし、この輸送車列が核燃料施設の防護区域等内を通行する場合は、表4に示すように、施設と輸送との間で互いのセキュリティ確保の観点から相互作用が発生し、セキュリティリスクに対する影響が出て来る。輸送の一時停止に伴う内在的障壁の低下（外から輸送車両に飛び乗ることが可能になる）については、核燃料施設の防護区域等内のことなので、リスク増大は無視できるとして、施設のリスク変化について検討する。

表 4 施設と輸送のセキュリティ確保の相互関係

	相互作用	影響	評価
施設	・入口門の開、出口門の開 ・常時治安機関が警戒監視	・内在的障壁が低下 ・遅れ時間≒ゼロ	○
輸送	・一時停止	・内在的障壁が低下	

施設においては、輸送が無ければ出入口門の開閉操作を行う必要はないが、輸送が有る為に入口門を一定時間開門し、かつ、出口門についても一定時間開門することが求められる。この一定時間の間は、僅かな時間で有るものの、施設にとっては内在的障壁（物理的障壁）の低下がある。ただし、輸送には治安当局が同行することとなり、セキュリティ事案発生における検知時間及び内在的障壁（遅延時間）においては、治安当局が同行することによって、リスク低下に繋がることが予想される。

以上のような状況を、施設出入口の開門時間、治安当局の同行による遅延時間の減少等について典型的な数値を用いて計算したセキュリティリスクを図4に示す。

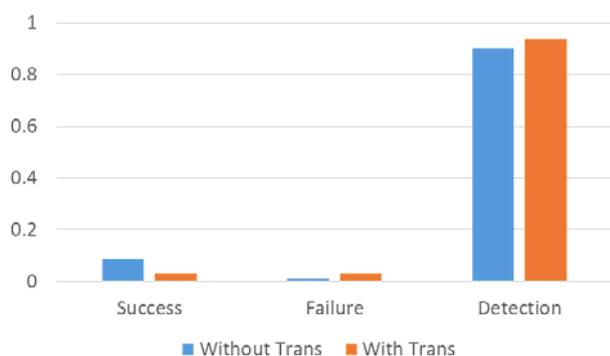


図4 輸送の有無による施設のセキュリティリスク

これより、輸送が有る場合に施設セキュリティリスクは僅かではあるものの改善されていることが分かる。従って、輸送が有ることによって施設側は本来であれば必要でなかった出入口門の開閉が有ることに注目するよりも、最近では、施設の近傍に治安当局が常駐し、施設のリスク低減が図られており、輸送においても治安当局が同行することによるセキュリティリスク上のシナジー効果に注目することが重要であることが分かる。

5. 結論

施設と輸送のセキュリティ確保において、両者が相反する効果を持つように見えていても、逆に両者が相乗効果を持って互いに効果的にシナジーを発揮していることを、マルコフモデルを用いたセキュリティリスク評価によって示した。

施設と輸送のセキュリティ確保を同時に考慮する必要があるケースは珍しいケースと言えるが、一方向からだけで考えるのではなく両者が互いに適合性を確保しながら、どうやって互いに効果を出して行くかを検討する方法は、正に、安全とセキュリティのインターフェースとして調べられている分野である。

本検討における輸送全体工程のセキュリティリスク評価結果は、実務で行われている Expert judgment（専門家判断）とも良く整合しており、先に述べた様にセキュリティリスク評価の限界を踏まえた上で、セキュリティ対策を進める際の脆弱性評価及びその費用対効果等を検討する際の手段として活用して行きたい。

引用・参考文献

- [1] The Interface Between Safety and Security at Nuclear Power Plants, INSAG-24, IAEA 2010.
- [2] Management of the Interface between Nuclear Safety and Security for Research Reactors, IAEA-TECDOC-1801, IAEA 2016.
- [3] Probabilistic Risk Analysis and Terrorism Risk, Risk Analysis, Vol. 30, No. 4, pp. 575-589, 2010.
- [4] How Probabilistic Risk Assessment Can Mislead Terrorism Risk Analysis, Risk Analysis, Vol. 31, No. 2, pp. 196-204, 2011.
- [5] A 3S Risk Assessment Approach for Nuclear Power: Safety, Security, and Safeguards, SAND2017-11898, SANDIA REPORT, 2017.
- [6] A Markov Model Approach to Proliferation-Resistance Assessment of Nuclear Energy Systems, Nuclear Technology, Vol. 162, PP. 26-44, 2017.
- [7] Addendum to the Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems, Technical Addendum to Revision 5, January 31, 2007.
- [8] 核セキュリティ確保の為のリスク評価アプローチ(II), 原子力学会春の年会, 2013.

核セキュリティ文化醸成活動強化の考察： ISCN-世界核セキュリティ協会（WINS）ワークショップから A Consideration on strengthening nuclear security culture promotion activities: ISCN-WINS Workshop

奥田 将洋¹, *井上 尚子¹, 野呂 尚子¹, 杉山 理恵子², 川久保 陽子¹, 関根 恵¹

¹日本原子力研究開発機構,²(株)ペスコ

Masahiro Okuda¹, *Naoko Inoue¹, Naoko Noro¹, Rieko Sugiyama², Yoko Kawakubo¹, Megumi Sekine¹

¹ Japan Atomic Energy Agency, ²PESCO Co., Ltd.

Theater-based workshops in corporation with World Institute of Nuclear Security (WINS) have been held since 2012 as part of nuclear security culture enhancement activities in Japan. In 2021, it was held via online on “supply chain risk” using short videos. The paper summarizes the good practices on its implementation, the results of the discussion in the participants, and discusses on the application of the method.

1. 緒言

日本原子力研究開発機構(JAEA)核不拡散・核セキュリティ総合支援センター(ISCN)は国内の核セキュリティ文化醸成活動の一環として 2012 年よりその時々テーマに基づいて世界核セキュリティ協会(WINS)と劇場型セッションを含むワークショップ(WS)を毎年開催してきた。2020 年 3 月は「サプライチェーン・リスク」をテーマに開催を計画したが、新型コロナウイルスの影響を受けて中止とし、同じテーマで 2021 年 2 月にオンライン開催した。本発表では、本 WS のオンライン開催に係る良好事例や参加者との議論の結果、これを踏まえた本形式の今後の活用方法について考察する。

2. ISCN-WINS WS

WINS は核物質その他の放射性物質のセキュリティの強化のための核セキュリティ専門家の国際的なコミュニティを構築することを目的として 2008 年 9 月に設立されたウィーンに本部を置く国際 NGO であり、知見や良好事例を共有するプラットフォームを提供する。ISCN は国内の核セキュリティ関係者を対象として核セキュリティ文化の醸成・強化を目的とした WS を 2012 年より WINS と共催してきた。

2-1. 「劇場型セッション」

本 WS は「劇場型セッション」あるいは「劇場型ワークショップ」と呼ばれ、2019 年までの WS はいずれも、英国劇団である AKT プロダクションの俳優が架空の国、組織、施設を想定して様々な課題を包含したシーンを演じ、シナリオに含まれた課題について参加者が議論を行う他では見られないユニークな形式が特徴である。1 シーンは約 10 分で演じられ、その後小グループに分かれた参加者がファシリテーターのリードによ

って、課題やそれに対する改善点等を議論する。WS は 2 日に分けて開催し、各日 2 シーンを用意し、1 回の WS で 4 シーンが演じられる。

ファシリテーターや俳優達は単にステージ上で演劇や進行を行う(図 1)だけではなく、演劇の途中でも参加者に絶えず問いかけ(図 2)や質問をし、参加者の口頭での回答は同時通訳を介して俳優達にフィードバックされ、あるいは参加者全員に配布された押しボタン式の電子投票端末から回答し、それを元に機転良く次の演劇に展開する等、インタラクティブ性の高い手法である。

ISCN-WINS WS は上記に基調講演を加えた形式で 2019 年まで対面型で開催された。



図 1 ステージ上での演劇シーン



図 2 参加者への問いかけ

2-2. WS のテーマ

WS のテーマは毎回、その時々関心の高まっ

ている課題等を採用している。これまでに開催された ISCN-WINS WS のテーマ一覧を表 1 に示す。本テーマの一覧からは核セキュリティ上の関心の高い課題が組織のガバナンスから外部機関との連携、内部脅威対策、安全とのインターフェース、サイバーセキュリティと時勢を反映していることが分かる。

表 1 ISCN-WINS WS 開催テーマ

開催回	開催時期	テーマ
第 1 回	2012 年 3 月	核セキュリティの強化に向けたコーポレート・ガバナンス
第 2 回	2012 年 9 月	核セキュリティ強化のための外部機関との連携
第 3 回	2013 年 10 月	核セキュリティにおける透明性：情報開示と内部脅威
第 4 回	2014 年 10 月	核セキュリティと原子力安全のインターフェース
第 5 回	2015 年 12 月	核セキュリティの確保～内部脅威対策への考察～
第 6 回	2017 年 1 月	核セキュリティの確保～内部脅威対策と信頼性確認制度～
第 7 回	2018 年 1 月	核セキュリティ事案の初期判断：安全とセキュリティのインターフェース
第 8 回	2019 年 2 月	核セキュリティにおけるサイバーセキュリティ
第 9 回	2021 年 2 月	核セキュリティに係るサプライチェーン・リスク(オンライン)

2-3. オンライン開催

第 9 回の WS は当初 2020 年 3 月 10 日に予定していたが、国内における新型コロナウイルス感染症感染者数の増加に伴って 2 月 25 日に開催中止の判断をしたが、既に完成していたシナリオ・脚本を元にオンライン化して 2021 年 2 月に Zoom を利用し、表 2 のように従来の対面型をオンライン化した。

表 2 WS のオンライン化

	対面型	オンライン(2021 年実施)
期間	1.5 日 (3.5 時間 + 5.5 時間)	2.5 時間 × 2 日
時間帯	1 日目 : 13:30-17:00 2 日目 : 9:30-15:00	14:30-17:00 (日本) 7:30-10:00(ウィーン)

		6:30-9:00 (ロンドン)
演劇	会場での演劇	短編ドラマ (録画)
シーン数	4 シーン	4 シーン
日英通訳	演劇・議論ともにレシーバー利用による同時通訳	演劇:日本語字幕 議論:Zoom 同時通訳機能の利用
投票	クリッカー	Zoom の投票機能
外部専門家	基調講演 1 名	2 名 (カナダ、英国)
質疑応答	口頭	口頭、チャット
参加者数	約 30~60 名	45 名

2-4. オンライン開催のメリット・デメリット

オンライン開催は劇場型の長所と高いインタラクティブ性が確保できるかが課題であった。対面型では会場での俳優による演劇であったものが、オンラインでは事前に制作した短編ドラマに日本語字幕を追加したものを用いた (図 3)。会場での演劇では俳優やファシリテーターが直接参加者に問いかけることによる臨場感は活発な参加を促したが、同時通訳が正確でタイムリーであったかは疑問があった。一方で日本語字幕を付した短編ドラマは参加者が演劇の内容を的確に理解するのに役立った。また、背景に CG を使用することで小道具のみで行う会場の演劇よりも高いリアリティ感を出せる、より多くの俳優を登場させることができる、制作した短編ドラマを教材としてトレーニングや WS で活用できるというメリットもある。

オンラインでは対面型よりも短い時間で実施したが、内容や運営を慎重に計画したことから、テーマに沿った議論の質は対面に劣らなかったと考える。参加者はチャット機能を用いることで対面よりも質問しやすい側面もあり、チャット上でも活発な議論が行われた。また、テーマに直結する海外の専門家を複数招へいすることができた。今回のオンライン WS では外部専門家としてカナダのブルース原子力発電所を運転するブルースパワー社サプライチェーン部長とウラン濃縮プラントを運営するウレンコ社のセキュリティ部長を招へいし、「サプライチェーン・リスク」というテーマに沿った良好事例について参加者と直接質疑対応できた。



図3 日本語訳字幕付き短編ドラマの例

加えてオンラインではより広い地域・分野からの参加が可能となった。対面型では東京で開催していたため、地方からの参加は困難で、特に地方の大学・大学院の学生の参加はなかった。今回のオンライン開催では青森県から福岡県にかけて参加があり、首都圏以外の大学・大学院の学生の参加もあった。

新型コロナウイルスの影響が継続している現時点ではオンライン実施のメリットが際立つが、対面型での実施は参加者同士のネットワーク構築や直接的な情報交換というオンラインでは代替が非常に困難なメリットがあることも忘れてはならない。ポストコロナ時代での開催方法については双方のメリット、デメリットを評価した上で、最適化を図る必要がある。

2-5. 参加者との議論

参加者との議論は (1) Zoom の投票機能、(2) チャットや口頭での質疑応答、(3) グループディスカッションにおける口頭での議論、の3タイプで実施された。

シーン1の後にファシリテーターがサプライチェーン・リスクの意味について質問したのに対し、参加者からは、非常に難しい概念、理解が難しくそれに気づいていない人がいる、サプライチェーン・リスクに対応するには核セキュリティ文化の醸成が必須なのではないか等の回答がチャットで寄せられた。

シーン2の後に、サービスを外注する際のセキュリティ上考慮すべきリスクについてグループディスカッションを行った際には、外注業者のセキュリティ意識に疑念を有している、納入業者が無くなってしまいその代替員の確保に苦慮している、調達時の仕様書に核セキュリティ要求を含めても価格で納入業者が決まってしまう調達システムへの懸念等が表明された。これに対して、事業者間もしくは規制機関との間で特定の供給業者についての情報共有ができないか、サプライチェーン・リスクの低減化には教育・トレーニング

グ、バックグラウンドチェック、個人の信頼性確認、監査が重要なファクターとなるという議論もあった。

シーン3の後に参加者から以下のような重要な課題が示唆された。

- ✓ 従来のやり方をコンプライアンスやセキュリティの観点から見直す必要がある
- ✓ 内部監査や継続したモニタリングが重要
- ✓ 何かを発見した時の明確な報告方法の必要性
- ✓ セキュリティ部門と調達部門等社内の関係を見直す必要がある

投票機能を用いた質問に対し、「自分の組織の調達プロセスはセキュリティ上の要求を満たしてうまく機能していると(ある程度)思う」と62%が回答したことに対し、その理由については調達の過程で問題が発生した場合はそれを検知する内部プロセスが整備されていることが挙げられた。一方で「(どちらかと言うと) (全く) そう思わない」と回答した理由としては、組織全体としてコスト削減を追求した結果調達先の変更や不適切な機器の使用を余儀なくされるとの指摘があった。外部専門家は、調達部門とセキュリティ部門が仕様についてコンセンサスを得ることの重要性を強調した。

シーン4の後は、装置を調達して導入する前に仕様通りであることをどこで確認するか、その確認は誰がするのか(第三者による確認があるか)、また、2人の外部専門家の規制に関するプレゼンテーションを踏まえて日本のサプライチェーン規制のアプローチまた自分自身がサプライチェーンに必要な措置を講じていることをどうやって証明するのか?についてグループディスカッションを実施した。参加者からは、仕様との整合は納品時に行われる、大規模な装置は工場検査が行われ製造過程もチェックされる、ISO認証など工業規格は仕様の定義や確認の助けとなるとの回答があった。外部専門家からは契約案件に応じた専門知識や経験を有する「賢い顧客 (Intelligent customer)」がその案件を担当することの重要性が強調された。

2-6. 参加者アンケート結果とその考察

Microsoft Forms を用いたアンケートを実施し、参加者数45名中33名の回答を得た(回答率73%)。アンケート回答から得られた結果を以下に示す(%値は回答者に対する割合)。

- ✓ 79%が2日とも参加した。

- ✓ 94%が業務に関連するかテーマに関心があったと回答した。
- ✓ 88%が演劇セッションを分かりやすかったと回答し、12%が理解が難しい箇所があったと回答した。
- ✓ 全員が演劇の内容が参考になった、あるいは将来参考になりそうだと回答した。
- ✓ 全員が演劇の映像がスムーズに視聴できたと回答した。
- ✓ 76%がディスカッションの論点が明確であったと回答した。
- ✓ 全員がファシリテーターがグループディスカッションの円滑化に役立ったと回答した。
- ✓ 79%がディスカッションの時間が適切だったと回答し、21%が短すぎたと回答。長すぎたとの回答はなかった。
- ✓ 全員がWSの内容には満足あるいは大変満足と回答した。
- ✓ WSで得られた知識・情報は職場や業務で役立ちそうか？という設問に対し、すぐに役立ちそう(12%)、将来的に役立ちそう(58%)、(得られた知識・情報が職場や業務で役立つかどうかは分からないが)知識として得られて良かった(30%)と回答し、役立たないとの回答はなかった。

上記アンケート結果からはWSの内容や運営は概ね良好であったことが分かるが、高い関心をもって参加したにもかかわらず、難しいと感じたり、役に立たないかもしれないと示唆される回答が少なからずあったのは、サプライチェーン・リスクという概念が国内では比較的新しい概念(用語)であることと、オンライン実施により学生等参加者のすそ野が広がったことが背景にあるかもしれない。

2-7. 今後の活用方法について

「サプライチェーン・リスク」は重要性への認識や関心が高いが身近な問題として考え、議論の結果や得た知識を自らの行動に反映させるには若干の困難さがある。2021年WSを1回限りのものとせず、本テーマでオンライン開催するために制作した短編ドラマを用いたWSやトレーニングを継続して開催することが本テーマに関する核セキュリティ文化醸成の一助となると考える。

また、核セキュリティ文化は広く原子力事業者や放射性同位元素を使用する事業所で勤務する者にとって必要であり、対象者数は膨大である。

これを考慮するとオンラインでの活動は、本WSで行ったように日時さえ合えば参加できるため効率的な文化醸成活動を展開できる。今回のオンラインWS開催に際し、当初懸念した劇場型の長所と高いインタラクティブ性の確保については議論の活発さや参加者アンケートの結果からオンラインでも十分にその長所を生かしインタラクティブに実施できることが分かった。参加者間のネットワーク構築や直接の情報交換という対面型特有のメリットも無視できないが、少なくとも新型コロナウイルスの影響がある間はオンラインでの開催は十分な意義を有する。また、オンライン開催のために制作した映像等は教材として活用でき、1回限りではなくニーズのあるところで同様あるいはより短時間でWSやトレーニングを実施することも可能である。

移動制限や渡航制限が緩和され、一定数が対面型で集えるようになれば対面型での実施も当然検討するであろうが、今回のオンライン開催を通じて得た知見やノウハウを生かしたハイブリッド開催を検討していくことになる。

3. 結論

国内の核セキュリティ文化醸成活動の一環として劇場型セッションで構成するユニークなISCN-WINS WSを2012年から開催しているが、2020年は「サプライチェーン・リスク」をテーマにオンライン開催した。開催に当たってはその実施方法を慎重に検討し、俳優による演劇を同時通訳提供していたものは日本語字幕付き短編ドラマに替えて実施した。本WSの開催に係る良好事例や参加者との議論の結果、これを踏まえて今後の活用方法を論じた。対面型とオンライン開催ではメリット・デメリットを議論したが、対面型特有の長所もあり、新型コロナウイルスによる制限が緩和された後も両者を組み合わせたハイブリッド開催を検討すると考えられる。

謝辞

本WS開催に当たって共同開催者のWINSの皆様、運営を担ったISCN能力構築国際支援室員、支援いただいたISCN計画管理ラインの皆様、そしてお忙しい中2日にわたり参加いただき、貴重なご意見コメントを寄せてくださった参加者の皆様に心より感謝いたします。

核セキュリティ文化醸成活動強化の考察 —核セキュリティ文化自己評価ワークショップでの議論から—

A Consideration on strengthening nuclear security culture promotion activities: Through discussions at the Workshop on Nuclear Security Culture Self-Assessment

*奥田 将洋, 野呂 尚子, 井上 尚子

日本原子力研究開発機構 (JAEA)

*Masahiro Okuda, Naoko Noro, Naoko Inoue

Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security (ISCN) of Japan Atomic Energy Agency (JAEA) held a workshop on Nuclear Security Culture Self-Assessment in December 2020. The workshop consisted of the presentations on the basic concept of the self-assessment based on the technical guidance document NSS28-T by the IAEA, and the self-assessment implementation cases in Indonesia, Bulgaria and Japan, followed by a panel discussion by the presenters. This paper summarizes the presentations and the panel discussion, and discusses on the consideration on the outcome obtained by the self-assessment for nuclear security culture promotion activities.

1. 緒言

(国研)日本原子力研究開発機構(JAEA)、核不拡散・核セキュリティ総合支援センター(ISCN)は、文部科学省の核セキュリティ等強化推進事業の一環として、国内の原子力事業者に対して講演会やグループディスカッションの実施を通じた核セキュリティ文化醸成支援を行っている。こうした活動の中で、いくつかの事業者から自社の核セキュリティ文化醸成活動に対する評価や改善について問い合わせを受けることがあった。

そこで ISCN は国際原子力機関(IAEA)の技術ガイダンス[1]に基づく自己評価手法の紹介や、国内外の自己評価の先行事例の経験共有を目的としたワークショップをオンラインで開催した。

本報告では、ワークショップの報告や議論の内容を紹介するとともに、これを受けた今後の核セキュリティ文化醸成活動強化策について考察を行う。

2. ワークショップの構成

ワークショップは 2020 年 12 月 10 日、ウェビナー形式で開催した。53 名の参加者は国内の原子力事業者や関係企業等の核セキュリティ・核物質防護担当者であった。

最初に IAEA 原子力安全・核セキュリティ局核セキュリティ文化専門官の中村陽氏が「核セキュリティ文化自己評価に関する IAEA の活動について」と題するプレゼンテーションを行って核セキュリティ文化自己評価の基本的な考え方や手法について説明した。続いてインドネシア原子力庁のバユ・プルノモ氏、ブルガリア・コズロドゥイ原子力発電所のウラジミール・ヤンコフ氏、JAEA 核燃料サイクル工学研究所再処理廃止措置技術

開発センター(以下、再処理センター)の北尾貴彦氏が各々の組織における核セキュリティ文化自己評価の実施例について報告を行い、加えて JAEA 安全・核セキュリティ統括部中村仁宣氏が JAEA における核セキュリティ文化醸成活動について紹介した。

この後、中村氏、プルノモ氏、ヤンコフ氏、北尾氏をパネリストに、JAEA/ISCN 野呂尚子氏がファシリテーターを務めてパネルディスカッションを実施した。

3. 核セキュリティ文化の自己評価

中村氏が IAEA の技術ガイダンスである NSS28-T (施設や活動における核セキュリティ文化の自己評価)に基づいて説明した自己評価の基本的な考え方の概要を以下に示す。

事業者等は核セキュリティ文化自己評価の実施によって、自組織・施設の核セキュリティ文化やその醸成活動の優位点や弱点を特定することができ、その結果を効果的な核セキュリティ文化の醸成に活かすことができる。たとえば、評価によって施設内の管理職層と一般職層の間で核セキュリティに係る脅威認識に差があることが明らかになった場合、以後の文化醸成活動において認識が低いと評価された方により注力していくというような活用が考えられる。

NSS28-T ではその評価の指標として、「マネジメントシステム」「リーダーの振る舞い」「個人の振る舞い」のカテゴリを示し、その下に合わせて 30 項目の文化特性を示している。

表1 NSS28-Tの文化特性(抜粋)[2]

マネジメントシステム
明示的なセキュリティ方針
明確な役割と責任分担
他15項目
リーダーの振る舞い
期待
権限の行使
他6項目
個人の振る舞い
プロフェッショナルとしての行動
個人の責任
他3項目

さらに、文化特性にはそれぞれ指標が設定されている。これらの特性ごとに設定された指標を用いて施設の現状を評価することによって核セキュリティに係る行動や信念の原因を明らかにすることが核セキュリティ文化自己評価である。

たとえば、リーダーの振る舞いの「期待」という指標の中には、リーダーが核セキュリティに係るパフォーマンスの具体的な期待値を設定しているか、それを部下と共有しているか、効果的な核セキュリティのためのリソースを確保しているか等が含まれる。

評価の手法として、アンケート、面接(個人・グループ)、観察(巡視)、文書調査が推奨されている。これらの手法を目的に応じて使用する。これらの手法はあくまで推奨されるものであり、NSS28-Tの内容を把握した上で各国や施設の実情に合った手法を採用することが重要である。

たとえば、後述するインドネシアの事例では、これら4つの事例を段階的に用いて自己評価を実施した。

中村氏は最後に、自己評価によって組織の核セキュリティ文化の優位点や弱点を特定することができるが、評価をすることが目的ではなく評価結果を文化醸成活動のさらなる強化につなげることが重要であることを強調した。

4. 自己評価の先行事例

ワークショップでは続いて、核セキュリティ文化自己評価の国内外の先行事例を紹介した。インドネシアとブルガリアの事例は、IAEAのNSS28-Tの評価手法の実効性の検証という側面もあった。

一方 JAEA の事例は、国際的なガイダンス等を参照せず、独自に開発した手法で実施された。

4-1. インドネシアの事例

インドネシア原子力庁は、自身がバンドン、ジョグジャカルタ、そしてセルボンに保有する3つの研究炉施設において核セキュリティ文化醸成活動実施のためのベースラインを特定しそれを基に文化醸成の取り組みを強化することを目的として2012年、2015年、2018年の3度にわたる自己評価を実施し、各回で様々な課題が特定された。

2012年には、アンケートと面接による評価の結果、不十分なコミュニケーション、セキュリティ強化に資する行動への評価や報奨の問題、セキュリティ教育と実践のギャップが挙げられた。これを受け、核セキュリティ文化強化プロジェクトの策定や文化向上のためのチームが立ち上げられ、観察と文書調査を加えた2度目の自己評価の実施を含む対策がとられた。

2015年にはスタッフミーティングが不十分であること、報奨制度がないことなど2012年から継続した問題が明らかになった一方、役割や責任分担の不明確さ、従業員の待遇の不公平、管理職層の文化成熟度が一般従業員層より低いことなどの結果が得られた。これを受けて中間管理職向けのコミュニケーションギャップの改善、管理システムの導入等、明らかになった弱点を補完するための新たな文化醸成の取り組みを開始した。

2018年の自己評価では新たに核セキュリティ問題に関する情報提供の不足や核セキュリティリスク報告への消極性といった問題が明らかになったため、情報提供の改善や核セキュリティに関する議論の場を設けるなどの取り組みが追加された。

インドネシアでは、これまでの自己評価の中でNSS28-Tに示される評価手法4つをすべて実施しており、それぞれの手法を段階的に用いることでそれぞれの効果を最大化できることが分かった。たとえば、2012年の段階ではアンケートと面接を実施し、各カテゴリの文化特性について一定の課題の傾向を把握した。その上で2015年以降にマネジメントシステムの調査について文書調査を、リーダーや個人の振る舞いについて観察を実施した。

4-2. ブルガリアの事例

コズロドゥイ原子力発電所では 2014 年に自己評価を実施した。当時、当該発電所では核セキュリティ文化は施設の核物質防護体制の中に取り込まれておらず、その導入として自己評価から着手する形をとった。

自己評価のために 11 名からなる自己評価チームが結成され、セキュリティの専門家、心理学の専門家、社会学の専門家に加え、安全分野の専門家も含まれた。これは安全文化の自己評価の経験者の知見を活用するためであった。

ブルガリアも 2014 年の調査においてアンケート、面接、文書調査、観察の 4 つの手法すべてを適用した。自己評価の着手に先立ち IAEA はコズロドゥイ原子力発電所と共同でワークショップを開催し、自己評価チームに手法を学習の機会を提供し支援を行った。

面接は、対象を管理職者と一般職員や、ベテラン職員と若手職員といったカテゴリに分けて実施し、その視点の違いを意識したことが紹介された。また、安全文化自己評価のインタビュー実施経験が面接手法に活かされた。

文書調査では、内部方針や手順書の他、規制当局への検査報告といった機密文書も調査対象としたことから、評価チームメンバーのセキュリティ上のクリアランスが必要となった。

ヤンコフ氏は調査を実施したメリットとして、この調査を経て核セキュリティ文化が発電所の組織文化の一部に位置づけられたことを挙げた。調査を通じ多くの職員がアンケートや面接への対応を通じ、核セキュリティやこれに関連する施設内の取り組みについて知ることとなった。これが施設全体の核セキュリティ文化の認識向上につながり、安全文化など先行して定着していたものと同じ水準にまで認識が高まったと報告した。

コズロドゥイ原子力発電所ではその後 2018 年に安全文化と核セキュリティ文化合同での自己評価を実施した。評価チームは安全文化や品質保証の担当者を含んで 24 名となった。調査対象は安全と核セキュリティのカテゴリ分けはしたものの、調査自体は同一の評価チームで実施した。合同での調査が安全とセキュリティのインターフェース向上につながった。

4-3. JAEA 再処理センターの事例

JAEA 再処理センターの自己評価の実施手法は

インドネシアやブルガリアの事例と異なり、独自に開発したものが適用された。

同センターでは、核セキュリティに係る脅威の存在と核セキュリティ文化の重要性の認識という 2 点を根幹とした核セキュリティ文化醸成活動を実施しており、啓蒙活動や再処理センター全従業員による机上訓練、経営層による職場訪問や意見交換会を行ってきた。自己評価は、醸成活動を通じた核セキュリティ文化の定着度と浸透度を評価し施設内の弱みを明らかにして醸成活動の改善につなげることを目的として実施された。

評価として、再処理センター従業員全員に対してアンケート調査を実施した。無記名ではあるものの、所属や職位、年齢、勤続年数、核物質の取り扱いの有無等の回答者の属性は設問に含まれた。

設問数については回答がしやすいよう、脅威の存在と核セキュリティ文化重要性の認識という 2 点に絞って 11 問が設定され、アンケートの回答結果において属性別の有意差が出た場合、その評価を行った。

評価の結果として、施設全体では核セキュリティ全般に対する意識が高いことが明らかになり、全従業員を対象とした核セキュリティ教育の実施の成果が示された。

一方、評価を通じいくつかの課題も明らかになった。たとえば内部脅威については、その定義は認識しているがそれが自施設内で発生する可能性があるという意識は低いという結果となった。2 つの根幹のうち、核セキュリティ文化の重要性の認識の高さに比べ脅威の存在の認識は低いという課題が明らかになった。

組織別の評価として、取り扱う核物質の形態によって核セキュリティに対する意識の差があることも確認された。

上記のような評価結果を受けて、今後事例を用いた教育を通じ職場内での内部脅威の存在の可能性の認識を向上すること、部署や階層に応じた教育を実施する等の改善を行う方針が説明された。

5. グループディスカッションでの議論

ここまで記述してきた IAEA および各施設のプレゼンテーションを受けて、グループディスカッションを行った。その 1 つ目の論点として経営層の関与が挙げられた。自己評価の計画段階において事業者の経営層からの実施への理解を得るこ

とが、ブルガリアとインドネシアから課題として挙げられた。自己評価を行うことによるメリットを説明することで実施に向けた理解を得られた一方で、自己評価を通じ核セキュリティへの経営層の関与や関心を高めることにつながった。

2つ目の論点としてワークショップ参加者からの面接者の訓練についての質問が取り上げられた。インドネシアとブルガリアのパネリストからは、IAEAから受けたサポートについて言及があった他、特にブルガリアからは安全文化の評価における面接の経験者を活用したことが説明された。これは評価チーム内の自施設の従業者だけでなく、外部の専門家についても過去に安全文化の自己評価に関与した者を招聘し、その知見を活かした。また、中村氏は自己評価手法に関するワークショップの他、自己評価の計画や分析、準備など各段階における支援などIAEAが行いうる支援について説明した。

6. 考察と結論

本ワークショップの結果を踏まえ、核セキュリティ文化の自己評価がどのように文化醸成策に活用できそうか、また導入に向けての課題について考察する。

各事例において、施設における核セキュリティ文化の弱みの把握には成功しており、評価結果を以後の文化醸成活動や体制整備に活用できていた。例えば、評価結果から特に活動を注力すべき部署や年代、職位等の属性を特定し、教育において重点を置くべき課題などを絞り込めていた。

このような絞り込みによって、たとえばこれまで全社一斉のeラーニングや冊子の配布など、画一的な核セキュリティ文化醸成活動を行っていた施設では、部署別、職位別などの属性別、あるいは内部脅威、サイバーセキュリティなどの課題別の活動を検討することができる。醸成活動において多様なメニューを設けることは、活動のマンネリ化の防止につながることも考えられる。こうした改善策を検討するためのステップとして、自己評価は重要な役割を果たし得る。

経営層や他の従業員の核セキュリティへの関心が高まるといった、自己評価の実施自体が核セキュリティ文化の醸成に貢献した。ブルガリアの事例では、安全文化の自己評価の知見を核セキュリティに活用するとともに、これを通じて双方のインターフェースが向上した。

一方で、ディスカッションにおいて面接者の訓

練の質問が参加者からあったように、核セキュリティ文化の自己評価の手法の理解や習得に一定のハードルがあることも考えられる。

IAEAの技術ガイドNSS28-Tは自己評価の理解の上で指針となる文章であるが、これを施設に適用するにあたっては施設の実情を考慮し、その手法を最適化する必要がある。施設の実情には評価を実施するためのリソースが含まれると考えられ、これも自己評価導入に向けた課題の一つである。IAEA再処理センターでは、評価実施リソースを考慮して評価項目を絞り込むことで核物質防護の担当者を中心に実施できた。

ブルガリアの事例では、安全文化の自己評価の経験を活用した例も共有された。

ISCNとしては諸外国の事例も含めて情報収集や共有を継続し、今後のアジア地域の事業者による自己評価実施の検討に資する情報提供を行っていききたい。

謝辞

まず、本ワークショップの報告者であるIAEA中村陽氏、バユ・ブルノモ氏、ウラジミール・ヤンコフ氏、北尾貴彦氏、中村仁宣氏に御礼を申し上げたい。核セキュリティ文化自己評価に係るワークショップはこれまで日本では多く取り上げられることのなかったテーマであり、その機会において基本的な考え方や有益な事例を提供していただいた。日英同時通訳を含むウェビナー形式で行った初のワークショップの実施を支援いただいたISCN直井センター長始め、能力構築国際支援室の技術スタッフのチームワークなくしては本ワークショップは実施し得なかった、心から感謝したい。

また、本ワークショップには多くの方からご参加をいただき、チャット機能を通じ多くの質問もいただいた。本ワークショップが参加者の皆様の核セキュリティ文化醸成の参考となれば幸いである。

引用・参考文献

[1] International Atomic Energy Agency “Self-assessment of Nuclear Security Culture in Facilities and Activities (IAEA Nuclear Security Series No.28-T)” November 2017.

[2]同上、41-64 ページより抜粋し筆者作成。なお、一部は直訳ではなく記載事項の内容が明確になるよう文書内の説明を基に意識している。

若手・学生ポスターセッション

高い固有安全・核セキュリティ・核不拡散性を有する 革新的中小型軽水炉の研究 (2)Np を標的とした(U,Np)₃Si₂ 燃料の不正利用価値評価

Feasibility study on innovative small and medium modular reactor with inherent nuclear safety, security, and non-proliferation features

(2) Assessment of Material attractiveness of Np as a target material in (U,Np)₃Si₂ fuel

*三星 夏海¹, 相楽 洋¹

¹東京工業大学

*Natsumi Mitsuboshi¹, Hiroshi Sagara¹

¹Tokyo Institute of Technology

Small and medium modular reactor (SMRs) have drawing research interests owing to various potential applications and flexibility. If the same grade regulation with large nuclear reactors is required for SMRs, it is overloaded in safety and security. Therefore, to introduce graded approach is important for reasonable and feasible regulation in SMRs. U₃Si₂ fuel has large thermal conductivity and chemical stability, and Np produces even Pu isotopes by transmutations. They are expected to improve the performance of nuclear safety and non-proliferation of small and medium modular light water reactors. In this paper, we report the assessment of Material attractiveness of Np as a target material in (U,Np)₃Si₂ fuel of small and medium modular light water reactors.

1. 緒言

中小型炉は、分散型かつ安定的なエネルギー源として期待されており、固有安全を積極的に取り入れた原子炉である。他方、中小型炉に対して従来の大型炉と同等の規制が適用された場合、事業者側に過大な負担がかかることが懸念される。したがって、中小型炉に対する規制には中小型炉の固有安全と核不拡散性に基づいた等級別アプローチ (Graded approach) を取り入れることが重要である。

シリサイド (U₃Si₂) 燃料は、事故耐性燃料の候補材料の一つであり、UO₂ 燃料と比べてウラン密度が高く、熱伝導率も大きいという性質を持っている。この性質により燃焼可能期間の延長や濃縮工程の削減、除熱性能の向上が期待できる[1]。さらに U₃Si₂ 燃料は化学的安定性を有しており、Pu 分離をより困難にする。

マイナーアクチニド (MA) は、原子炉内核変換により ²³⁸Pu 等の偶数番号 Pu 同位体を生成し、Pu の Material Attractiveness(不正利用価値[2])を低減させる。したがって、MA を U₃Si₂ 燃料に添加させることによって Pu 同位体の点からも核不拡散性を向上させることが期待できる。

本研究は、MA 添加 U₃Si₂ 燃料の核特性や安全性、核不拡散性への影響を明らかにすることを目的とする。これまで、U₃Si₂ 燃料の核特性、熱特性、Pu の不正利用価値に基づく核不拡散性の向上を明らかにした[1]。本論文では、特に(U,Np)₃Si₂ 燃料の Np の不正利用価値に基づく核不拡散性について報告を行う。

2. 研究手法

(U,Np)₃Si₂ 燃料の核不拡散性評価として、不正利用価値評価を行った。なお ²³⁷Np の添加量は 0.5 wt.%とした。不正利用価値は核物質のもつ物性に基づいた定量的な評価を行うことができ、核爆発装置 (NEDs) の製造を目論む脅威に対する相対的な有用性を示す指標の一つである[2]。今回は脅威として非国家主体を想定し、原子炉内の新/使用済燃料集合体を対象物質とした。NEDs 転用への工程は、「取得」、「処理」、「使用」の3つのフェーズに分類される。各フェーズにおける核物質そのものの持つ指標の定量的な評価を行い、兵器転用への4つのグレード[2]「1:Preferred」、「2:Potentially usable, but not preferred」、「3:Impractical, but not impossible」、「4:Impossible」にカテゴリ分けした。評価対象は ²³⁷Np 添加 U₃Si₂ 燃料の新燃料集合体および使用済燃料集合体 (48 GWd/t, 10年冷却)とした。集合体形式は、17x17型で集合体長さは2.0 mとした。最終目的物質として「U金属」、「Pu金属」、「Np金属」を想定した。Npは核物質ではないため核物質防護上対象物質ではない。しかしながら ²³⁷Npは有限の臨界量を持ち、(U,Np)₃Si₂燃料集合体に対しては、相当量のNpが用いられているため、Np金属を最終目的物質として評価を行った。取得フェーズにおける評価項目の一つとして、正味重量が評価される。正味重量とは、盗取対象の総重量を指す。ここで脅威はCategory I[3]に相当する核物質の盗取と仮定している。Category Iとは、IAEAによって使用中および貯蔵中の核物質の不法移転に対する防護のため、等級別手法に基づき

表 1 不正利用価値評価結果（対非国家主体、燃焼度 48 GWd/t、照射後 10 年冷却）¹

評価対象物	最終使用 形態	取得段階の評価項目		処理段階の評価項目		使用段階の評価項目	
		正味重量[kg]	取得時間 [分]	放射線 [Gy/h@1m]	処理時間と複雑さ	臨界量 [kg]	崩壊熱量 [W/BCM]
使用済 UO ₂ 燃料集合体[1]	金属 Pu 球 1 集合体	296 (2)	~20 (2)	~30 (2)	精製を含む工程を要する (3)	22 (1)	424 (1)
使用済 U ₃ Si ₂ 燃料集合体[1]	金属 Pu 球 1 集合体	336 (2)	~20 (2)	~30 (2)	精製を含む工程を要する + Si 分離工程 (3)	22 (1)	458 (1)
使用済(U,Np) ₃ Si ₂ 燃料集合 ²	金属 Pu 球 1 集合体	336 (2)	~20 (2)	~30 (2)	精製を含む工程を要する + Si 分離工程 (3)	20 (1)	2099 (2)
	金属 Np 球 18 集合体	6057 (3)	~360 (4)	~30 (2)	精製を含む工程を要する + Si 分離工程 (3)	58 (1)	1.2 (1)

¹0内の数字はカテゴリを示す。²²³⁷Np の添加率は 0.5 wt.%

定義されている核物質の区分のひとつである [3]。区分の中でも Category I は不法移転による影響を考慮し、最も厳しい措置が取られる。α相の Pu について、裸球臨界量(Bare Critical Mass:BCM)の 1/5 が Category I に相当する[2]。Np は核物質ではないため、Category I に相当する量は定義されていないが、α相の Np に対しても BCM の 1/5 が Category I に相当するとした。

La Haugue 再処理工場における実験結果より、U₃Si₂ 使用済燃料の U、Pu 分離において、最適な硝酸溶液条件（温度、濃度など）であれば、硝酸溶液中の Si の 98.6 % 以上がアモルファスとして存在するということが報告されている[4]。したがって U₃Si₂ 使用済燃料の再処理には、従来の再処理工程の一つである清澄工程に用いられる遠心分離機を利用し、硝酸溶液中の固体 Si を除去する工程が従来の工程に加えて必要であるとされている。

3. 結果

表 1 に非国家主体に対する各燃料集合体の不正利用価値の評価結果を示した。表 1 より使用済 U₃Si₂ 燃料集合体と使用済(U,Np)₃Si₂ 燃料集合体は、処理段階において Pu 分離をするために Si 分離を含めた多段化学処理工程（1-3 ヶ月）が必要となるため、使用済 UO₂ 燃料集合体と同様に不正利用価値は低い結果となった。さらに最終使用形態が金属 Pu 球の場合の使用済 U₃Si₂ 燃料集合体と使用済(U,Np)₃Si₂ 燃料集合体を比較すると、使用済(U,Np)₃Si₂ 燃料集合体は ²³⁸Pu 同位体比が増加するため、使用段階における崩壊熱量のグレードが 1 段階引き下げられた。また、最終使用形態が金属 Np 球の場合の使用済(U,Np)₃Si₂ 燃料集合体では、

²³⁷Np 添加量が非常に少量であるため臨界量を得るための正味重量が非常に大きくなり、取得段階のグレードが使用済 U₃Si₂ 燃料集合体よりも 1 段階引き下げられた。新(U,Np)₃Si₂ 燃料集合体については、新 UO₂ 燃料集合体よりも処理段階のグレードが 1 段階上に引き上げられるが、これは使用済(U,Np)₃Si₂ 燃料集合体と同等程度であった。

4. 結言

本論文では、不正利用価値評価を用いて (U,Np)₃Si₂ 燃料の核不拡散性を明らかにした。²³⁷Np の添加により ²³⁸Pu 同位体比の大幅な向上が見込まれ、最終使用形態が金属 Pu 球の場合、使用段階の不正利用価値をより押し下げることが明らかにした。さらに最終使用形態として金属 Np 球が想定された場合でも、Np 添加量が非常に小さいために不正利用価値は最終使用形態が金属 Pu 球の場合と同様に低くなることを見出した。新(U,Np)₃Si₂ 燃料集合体についても、不正利用価値は使用済燃料と同等であることが明らかとなった。

今後は U₃Si₂ 燃料の中小型炉における過渡解析や炉内モニタリング技術研究を実施してゆく。

引用・参考文献

- [1] N. Mitsuboshi, H. Sagara, “Effects of U₃Si₂ fuel and minor actinide doping on fundamental neutronics, nuclear safety, and security of small and medium PWRs in comparison to conventional UO₂ fuel”, Ann. Nucl. Energy 153, 2021.
- [2] C.G.Bathke, H. Sagara, et al., “Summary of a joint US-Japan study of potential approaches to reduce the attractiveness of various nuclear materials for use in a nuclear explosive device by a terrorist group”, Global 2013.
- [3] IAEA, “Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear

Facilities (INFCIRC/225/Revision 5)", IAEA Nuclear Security Series No. 13, 2011

[4] Valery et al., "Status on Silicide Fuel Reprocessing at AREVA La Hague", 26th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, ROK, 2015.

核燃料サイクルシナリオによる TRU 物質収支と核不拡散性への影響に関する研究

The effect of nuclear fuel cycle scenario on TRU material balance and nuclear nonproliferation

*寺山 正太郎¹, 韓 治暎¹, 相楽 洋¹

¹東京工業大学

*Shotaro Terayama¹, Chi Young Han¹, Hiroshi Sagara¹

¹Tokyo Institute of Technology

The fuel management in the nuclear fuel cycle and its prospective use depend on various elements of either technical or social ones. The objectives of this research are to calculate the material balance of TRU including Pu in various nuclear fuel cycle scenarios, and to evaluate and compare the fuel cycle scenario and strategy depending on the amount of Pu treated in each nuclear fuel cycle facility and high level radioactive waste. These impacts on nuclear non-proliferation features are also discussed.

1. 緒言

核燃料サイクルにおける核燃料管理及び使用見込みは、原子炉稼働状況、再処理施設稼働率、電力需給などの社会環境に依存し、大きく変化する。そのため、安定した核燃料サイクルの運営のためには、常に一定量の余裕を持つことが求められる。一方で、分離 Pu をはじめとする超ウラン元素 (TRU) を必要以上蓄えることは、核不拡散の観点から好ましいとは言えず、わが国でも原子力委員会が Pu 保有量の減少を基本的な姿勢とし、プルサーマルを通してプルトニウムの適切な管理と利用を行うと定めている[1,2]。

本研究では、原子炉稼働状況、再処理施設稼働率、MOX 燃料装荷割合などを変化させた核燃料サイクルシナリオの物質収支を IAEA の NFCSS(Nuclear Fuel Cycle Simulation System)コード[3]を用いて評価し、高レベル放射性廃棄物発生量と、Pu を含む TRU 元素の施設ごとの取扱量に基づく核不拡散性への影響を比較評価することを目的とする。

2. 研究手法

2-1. 核燃料サイクルマスバランス計算

IAEA が Web 上で公開している NFCSS(Nuclear Fuel Cycle Simulation System)コードを用い、核燃料サイクルを継続的に運用した際の各所で発生する TRU 量について計算を行った。

最初に、標準的な原子炉として出力 1 GWe の PWR および BWR を想定し、MOX 燃料装荷割合 (0,0.33,1.0、1.0 は BWR のみ) を変動させ計算を行い、一年間で発生する TRU 物質量を算出した。

次に、再処理を考慮し先程と同様の原子炉一基あたりの TRU 物質収支を計算した。想定した再処理及び MOX 燃料利用シナリオを以下に示す。

(1) UO₂・MOX 燃料利用+使用済 UO₂ 燃料再処

理有り

- (2) UO₂・MOX 燃料利用+使用済 UO₂ 燃料再処理無し
- (3) UO₂ 燃料利用+使用済 UO₂ 燃料再処理無し

加えて、原子炉の利用状況に応じた核燃料サイクル全体の TRU 物質収支を計算する。稼働原子炉容量は初期が 10 GWe (PWR のみ 10 GWe)、10 年後に 30 GWe (PWR 15 GWe、BWR 15 GWe) まで一定の割合で段階的に増加することを想定する。MOX 燃料装荷割合はシナリオ全体を通して 33% であり、PWR 10 GWe 分の初期装荷はシナリオ開始前に終えていることとする。また再処理施設容量はシナリオ開始年から 80 tHM/年のペースで増加し、10 年後に年間 800 tHM に達することとする。その後 30 年間については、稼働原子炉容量の段階的な増加・維持・減少それぞれを想定する。増加では最終的に原子炉容量が 10 GWe 増えて 40 GWe (PWR 20GWe、BWR 20GWe)、減少では 30 GWe 減って 0 GWe となると想定する。

以上の計算より、再処理及び MOX 燃料利用を行うシナリオ(1)において不確かさを考慮した適切な分離 Pu 貯蔵量が、シナリオ(2)において分離 Pu の低減速度が導出される。また、全シナリオで高レベル放射性廃棄物の放射性毒性、発熱量及び Pu 量が求められる。

2-2. 核不拡散性の評価

核不拡散性評価として、2-1 で求めた核燃料サイクル中の Pu について、現行の保障措置及び核セキュリティで求められる規制上の核物質区分を評価する。これにより、Pu を MOX 燃料として原子炉で使用することによる、保障措置および核セキュリティ上の扱いの変化を求めることが出来る。図 1 に保障措置及び核セキュリティにおける核物質区分を示す [4,5,6]。横軸が保障措置上

の区分であり、縦軸が核セキュリティ上の区分である。未使用の MOX 燃料は保障措置上の直接利用物質及び物理的防護上のカテゴリー I に分類されるが、使用済 MOX 燃料は保障措置上の照射済直接利用物質及び物理的防護上のカテゴリー II に分類される。よって MOX 燃料を燃焼させることで保障措置及び核セキュリティ上では使用済 U 燃料と同等の区分まで低下することが評価出来る。

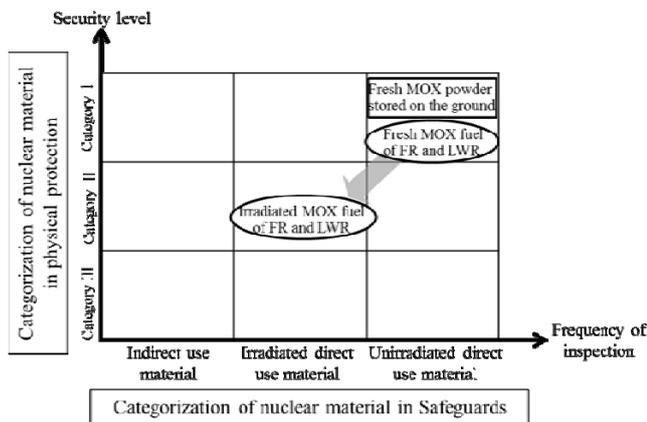


図1 保障措置及び核セキュリティ上の核物質区分

3. 結果

表1に軽水炉1基における1年間のウラン、プルトニウム、マイナーアクチノイド(MA)物質収支を示す。PWRとBWRのそれぞれについて、出力1GWeでの平衡サイクルでの物質収支を求めた。想定した年間稼働率は80%、PWR/BWRのそれぞれにおいて燃焼度は UO_2 燃料が45GWd/t、MOX燃料が33GWd/tであり、U濃縮度は4.0wt.%、Pu富化度は4.0wt.%、熱効率を33.33%とした。また再処理の過程でのU・Puの回収ロス0.5%とし、

MOX燃料装荷割合を0、0.33、1.0(BWRのみ)の間で変動させた。

結果として、1基あたり年間平均新燃料装荷量及び使用済燃料取出量は20t程度であり、Puの年間平均使用量は、MOX燃料装荷割合0.33、1.0それぞれについて、約0.3t、約1tとなった。

4. 結論・今後の予定

諸パラメータを変化させた核燃料サイクルシナリオの物質収支をIAEAのNFCSSコードを用いて評価を開始し、標準的な原子炉として出力1GWeのPWRおよびBWRを想定し、MOX燃料装荷割合を変動させ計算を行い、一年間で発生するTRU物質量を算出した。また、再処理を考慮したTRU物質収支を計算した。

今後、前述のように原子炉の利用状況に応じた核燃料サイクル全体のTRU物質収支を計算し、不確かさを考慮した適切な分離Pu貯蔵量や低減速度、また、高レベル放射性廃棄物の放射性毒性、発熱量及びPu量を求める。最後に、施設ごとの取扱量とそれに伴う核不拡散性への影響を比較評価する予定である。

参考文献

- [1] 内閣府原子力委員会, “我が国におけるプルトニウム利用の基本的な考え方” 2018
- [2] 内閣府原子力委員会, “原子力利用に関する基本的考え方” 2017
- [3] IAEA, “Nuclear Fuel Cycle Simulation System” <https://infcis.iaea.org/NFCSS/About.cshtml>
- [4] IAEA Safeguards Glossary 2001 Edition.
- [5] IAEA, Infcirc 225 rev.5, 2011
- [6] 藤岡里英, “高速炉サイクルシナリオにおけるPu量及び質管理による核不拡散性向上に関する研究”, 博士論文, 東京工業大学, 2019

表1 軽水炉1基における1年間のU・Pu・MA物質収支

軽水炉型	MOX燃料装荷割合	新燃料装荷量(t)		使用済燃料取出量(t)			再処理回収量(t)	
		U	Pu	U (UO_2/MOX) ^a	Pu (UO_2/MOX) ^a	MA (UO_2/MOX) ^a	U	Pu
PWR	0.00	19.5	0.00	18.4	0.198	0.0185	18.3	0.188
	0.33	21.1	0.285	20.1 (13.4/6.64)	0.365 (0.145/0.220)	0.0288 (0.0135/0.0153)	13.4	0.138
BWR	0.00	19.5	0.00	18.4	0.191	0.0195	18.3	0.182
	0.33	21.1	0.285	20.1 (13.4/6.68)	0.327 (0.140/0.187)	0.0289 (0.0142/0.0147)	13.4	0.133
	1.00	25.5	1.06	24.9	0.698	0.0549	0.00	0.000

※a 括弧内は UO_2/MOX それぞれからの使用済燃料取出量を表す

パッシブ中性子線断層撮影法を用いた非破壊測定技術の研究 — 阻害因子の感度解析 —

Non-Destructive Assay Technology Using Passive Neutron Emission Tomography
-Inhibiting Factor Sensitivity of Tomography Image-

*土屋 克嘉¹, 相楽 洋¹, 韓 治暎¹

¹東京工業大学

*Katsuyoshi Tsuchiya¹, Hiroshi Sagara¹, Chi Young Han¹

¹Tokyo Institute of Technology

More sensitive and less intrusive Non-Destructive Assay (NDA) instruments are required to perform partial defect tests on a spent fuel assembly in the long-term R&D plan of the Safeguards Department of IAEA. Passive Neutron Emission Tomography (PNET) has been researched to respond to the demands, though this method has inhibiting factors such as neutron moderators and absorbers. This paper deals with a sensitivity analysis of the inhibiting factor to tomography image in the water rod of BWR fuel assembly numerically.

1. 緒言

国際原子力機関の中長期計画^[1]において、高精度でかつ運用が容易な使用済燃料集合体の部分欠損検認のための非破壊測定技術が求められている。これに対する候補技術としてパッシブ中性子線断層撮影法^[2](PNET)の開発が行われている。PNETでは内部線源から自発的に放出される中性子線を用いており、その高い透過性から燃料集合体中心部の情報を明瞭に得ることが期待されている。一方で、水による中性子の減速・反射や中性子毒物による吸収といった特有の阻害因子が存在する。

そこで、本研究では使用済燃料集合体の部分欠損検認におけるPNETの特性を評価することを目的とする。本論文では、数値計算によりPNETの阻害因子に対する感度解析を行い、阻害因子が断層撮影に及ぼす影響を明らかにする。

2. 研究手法

SCALE6.2/ORIGEN-ARPより取得したBWR使用済燃料集合体の核種組成及び中性子線源情報を用いて、気中におけるBWR使用済燃料集合体(Step3, 9x9, B型, 角形 Water Rod)及びスリットを有する理想的な中性子吸収体付き検出器で構成された計算モデル(図1)を作成した。本研究では阻害因子が断層撮影に及ぼす影響の基本特性の把握のために

- (1) 計算モデルの高さ(Z方向)は十分に大きい
- (2) 中性子は燃料ピンに垂直(X-Y平面)に放出される

という2つの仮定を置いた。これにより、基本特性として二次元での影響を確認することができ

る。同モデル上でMCNP6.2を用いて検出器領域に入射した中性子の計数及びHe-3との反応率を求め、中性子線の投影データとして取得した。取得においては、燃料集合体を中心に吸収体と検出器を併せて回転及び走査させた。この際に、阻害因子である水や中性子毒物の影響を確認するために、Water Rod内や燃料棒の隙間等に存在する水や毒物の有無をパラメータとした。これによって得られた投影データに対して最尤推定-期待値最大化(ML-EM)法^[3]を用いることで二次元中性子線源分布の画像再構成を行った。

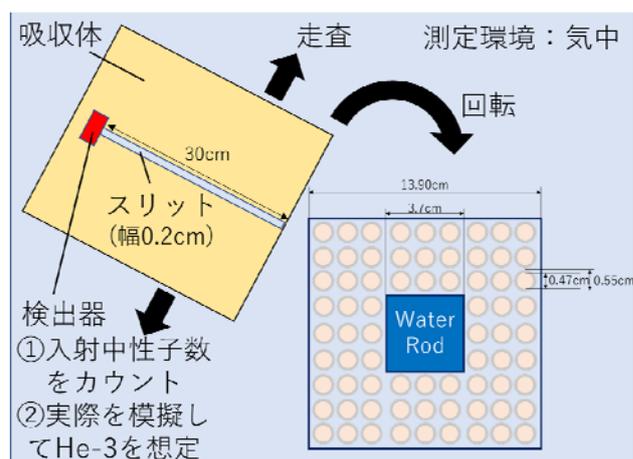


図1 計算モデル

3. 結果

3-1. 中性子に対する水の影響

BWR使用済燃料集合体から漏れ出る中性子のエネルギースペクトルをWater Rod内に存在する水の有無をパラメータとして計算し、その結果を図2に示す。図2より、水によって中性子が減速

され、 10^{-2} MeV 以下の中性子エネルギースペクトルが増大することが分かった。

また、減速された中性子によって引き起こされる誘発核分裂について計算を行った結果、誘発核分裂中性子数が総中性子数の増加に寄与した割合は水が存在しない場合が 0.82% で水が存在する場合が 2.00% だった。このことから、誘発核分裂に由来するものは限定的であることが分かった。

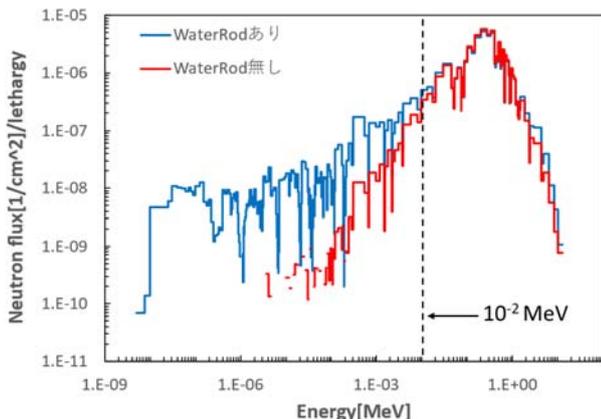


図 2 水による中性子エネルギースペクトルの変化

3-2. 二次元中性子線源分布の画像再構成

中性子検出器として He-3 検出器を想定し、 $^3\text{He}(n,p)^3\text{H}$ の反応率を投影データとして用いた再構成画像を図 3 に示す。水が存在しない場合 (右図) には燃料棒を認識できる画像を得たが、水が存在する場合 (左図) には中性子が減速され、He-3 検出器が低エネルギーに感度が高いことから Water Rod の近傍に強い信号のノイズが現れた。燃料棒の信号はこのノイズに比べて相対的に弱く、そのため再構成画像において燃料棒の判別が困難であった。ここで、図 2 から水の存在による中性子への影響が 10^{-2} MeV 以下に現れることから、このエネルギー以下の中性子を除去し画像再構成を行った結果、図 4 のように燃料棒の判別ができる見通しを得た。今後、適切なフィルターの設計や高速中性子に感度が高い検出器を選択すれば、水が存在する場合において PNET 適用の可能性があると示唆された。

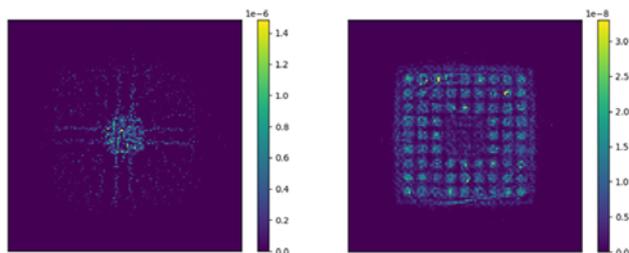


図 3 He-3 中性子検出器を想定した場合の再構成画像 (左: Water Rod に水が存在する場合、右: Water Rod に水が存在しない場合)

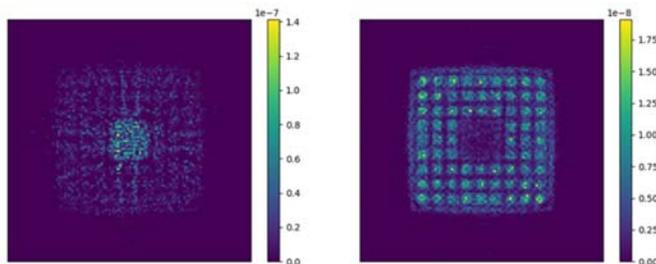


図 4 He-3 中性子検出器を想定しノイズ低減を施した場合の再構成画像 (左: 10^{-5} MeV 以下の中性子を除去、右: 10^{-2} MeV 以下の中性子を除去)

4. 結言

本論文では、PNET の阻害因子である水が断層撮影に及ぼす影響を明らかにした。水による影響としては中性子エネルギースペクトルや誘発核分裂中性子数が変化することが分かり、He-3 中性子検出器を用いる場合においてはノイズにより燃料棒の判別が困難であることが分かった。適切なフィルターを用いることや、新たに高速中性子に感度が高い検出器を用いることでノイズ除去の可能性が示唆された。

今後は中性子毒物が存在する場合や集合体が水に浸っている場合の PNET の感度解析を行い、さらなる特性評価を進めていく。

引用・参考文献

[1] IAEA. “IAEA Department of Safeguards Long-Term R&D Plan, 2012–2023”, STR-375, Vienna, January 2013.

[2] 徳田崇哉, 柴茂樹, 相楽洋. “第 41 回日本核物質管理学会年次大会論文集” パッシブ中性子線断層撮影法を用いた非破壊測定技術の開発と部分欠損検認への適用可能性. 2020

[3] 篠原広行 他 (2011) 断層映像法の基礎 第 32 回 ML-EM 法と OS-EM 法、断層映像研究会雑誌第 37 巻第 3 号

物体検出と姿勢推定を用いた核物質盗取行為の識別

Identification of nuclear material theft behavior in nuclear facilities using the object detection model and pose estimation model

*横地 悠紀, 出町 和之, 陳 実

東京大学

*Yuki Yokochi, Kazuyuki Demachi, Shi Chen

University of Tokyo

Most of the nuclear security incidents worldwide are theft of nuclear materials and other radioactive materials by insiders. Since the theft of nuclear materials and other radioactive materials is performed by insider threats under the guise of normal operations, it is difficult to prevent it with the current countermeasures such as material accountancy. In this study, we proposed a method to detect theft disguised as normal operation from surveillance cameras based on time series data of unit actions that do not include typical theft actions, while considering the diversity of sequences by insiders.

1. はじめに

IAEA の Incident and Trafficking Database (ITDB)[1](図 1)によると、核セキュリティ関連の事件は世界中で毎年約 140 件発生しており、これは約 3 日に一度のペースである。その多くは内部脅威者による核物質と放射性物質の盗取である。これは、現在の内部脅威者による盗取行為に対する検出システムが不十分であることを示している。

現在、核物質盗取対策として核物質と放射性物質の計量管理が適用されている。しかし、内部脅威者は計量管理記録の改ざんが可能であるため、盗取の発見が困難であったり遅延する場合がある。この問題を解決するために計量管理の頻度と担当人員を増やすことが考えられるが、使用施設側の人件費が高むという難点がある。

これらの問題は、盗取現場を検知する技術により解決される。関連研究として、倉庫の備品の持ち出しを検知する AI である VAAKEYE[2]が挙げられる。倉庫での持ち出しを検知する場合、分割した各動作を順番に見ていけば禁止している物体の持ち出し動作を判定することができる。そのため、典型的な持ち出しの単位行為のみを検知できた場合、これを盗取と判定をすれば良い。

これに対して核施設における盗取行為を検知するためには、通常作業に偽装して行われる盗取も検知対象としなければならない。盗取行為が通常作業に偽装された場合、典型的な盗取の単位行為を含まない可能性があるため、単位行為を時系列で並べたシーケンスから盗取を検知することが必要である。さらに、その単位行為のシーケンスは盗取する人物によって多様性もある。

このため、本研究では通常作業に偽装された盗取を、典型的な動作を含まない単位行為を時系列

に並べたシーケンスから、多様性も考慮した上で検知することを目的とし、以下の 3 つのステップを以て実現する。

1. 核物質を取扱う現場における通常の作業と核物質盗取の差の明確化
2. 盗取の瞬間を検知する手法の提案
3. 提案に基づく検知手法の実装と評価

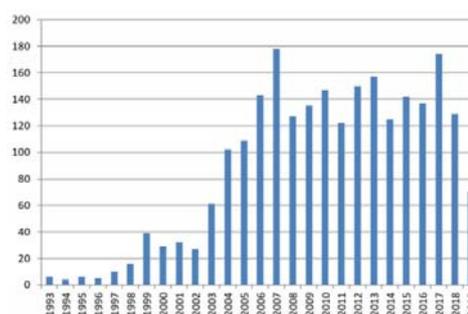


図1 ITDBが発表した核セキュリティ関連事件の発生件数推移(縦軸:発生件数 横軸:発生した年) [1]

2. 研究手法

通常作業と核物質盗取行為の違いを区別するための着眼点として、以下の手法を提案する。

まず、核物質と放射性物質を取り扱う現場ではさまざまな通常作業が存在するため、物体認識と動作認識の組み合わせで盗取検知の信頼度を高める。それらを時系列データに並べた単位行為のシーケンスを用いる事で盗取行為を特定する。

例えば、セーフティボックスを開けて核物質や放射性物質を取り出す行為は盗取に繋がる可能性があるが、その後でセーフティボックスに戻した場合では盗取行為とは判定されない。このよう

な違いを区別するために、各動作を単位行為として識別する必要がある。そのために以下の方法 I, II を開発する。

方法 I. 単位行為の高精度な検知手法

時系列で並べたデータを見るためには、それらの部品となる単位行為をそれぞれ検知する必要がある。

まず、盗取行為の識別に関連する動作や物体に a~f, 1~4 のようなラベルをつける(図 2)。

次に、既存の姿勢推定深層学習モデルを用いて取得した骨格座標の時系列データを動作識別深層学習モデルにより解析することで動作を識別し、動作ラベル a~f を出力する。

さらに、既存の物体認識深層学習モデルを用いて物体の種類と画面内座標データを取得する。

現在想定しているラベル a~f の動作はすべて手を使う動作であるため、両手の座標と物体の座標から両者間の距離を出力し、距離に対するしきい値に基づいて手と物体との関係を識別する。

盗取行為に関係のある動作と物体のラベル同士を組み合わせ a1, b2 のように単位行為の記号を出力する(図 3)。これを連続的に取得することで単位行為の記号の時系列データが得られる。

a. Open	1. Bottle
b. Close	2. Scissor
c. Put	3. Driver
d. Have	4. Safety Box
e. Steal	
f. Use	A. By Safety Box

図 2 動作ラベルと物体ラベルの例



図 3 単位行為の記号化例

方法 II. 単位行為のシーケンスに着目した核物質盗取行為の判定手法

方法 I で取得した記号化された単位行為のデータを、予め決定された盗取と判定する記号の並び順と常に比較する。そこでの一致を確認し盗取検知を行う。

核物質盗取の検知には、単位行為を時系列に並

べたシーケンスから盗取検知を行うこと、および単位行為のシーケンスは盗取する人物によって多様性があることを先に述べた。記号の並び順の決定は、これらを踏まえた以下の 3 つの判定ルール候補に対して行う。

1. 特定の単位行為が規定の順番で現れた場合を検知する(間に関係のない動作がある場合を含める)
2. ある単位行為によって盗取の可能性が浮上した場合、その可能性を相殺する単位行為が出現するかどうかを確認する
3. 単位行為のシーケンスを用いず、盗取している動作と通常動作を弱教師あり学習[3]により直接的に分類する

これらの方法 I, II を実現するためには、姿勢推定モデル、動作認識モデル、物体認識モデルが必要であることを先に述べた。それぞれに採用するモデルを以下に挙げる。

姿勢推定モデル: Openpose[4]

動作認識モデル: Long-Short Term Memory[5]

物体認識モデル: YOLOv3[6]

複数の人体骨格をリアルタイムで検出できるという観点から姿勢推定モデルとして OpenPose[4]を選択した。OpenPose は複数人物の身体の 2D キーポイントをリアルタイムで検出することが可能である。動作認識モデルには Long-Short Term Memory (LSTM) [5] を選択した。LSTM は動作をしている人物の骨格座標のような長期の時系列データに対して適切な出力を行うことが可能である。物体認識モデルには YOLOv3[6]を選択した。YOLOv3 は古くから使用されており、信頼性が高いためである。また、小さなオブジェクトの分析と迅速な処理を得意としている。

3. 実験と結果

3-1 物体認識

YOLOv3 の学習データセットの個数は表 1 の通りである。

表 1 YOLOv3 の学習データセット

	Web画像(枚)	現実画像(枚)	合計(枚)
ハサミ	1250	150	1400
ドライバー	1650	150	1800
ボトル	2500	200	2700

YOLOv3 モデルの学習には、以下の環境とパラメータを使用した。

表 2 YOLOv3 モデルの学習に用いた環境と各パラメータ

Model	YOLOv3
Framework	PyTorch 1.7.1
Batch Size	8
Optimizer	SGD
Learning Rate	0.01
Epoch	300 times
Platform	Intel Core i7 7820X NVIDIA GeForce GTX 1080Ti/ 11GB Ubuntu 18.04

また、物体認識の学習結果を図 4 に示す。上側は学習結果を示し、下側は検証結果を示している。mAP @ 0.5 で約 90%と良好な結果が得られた。

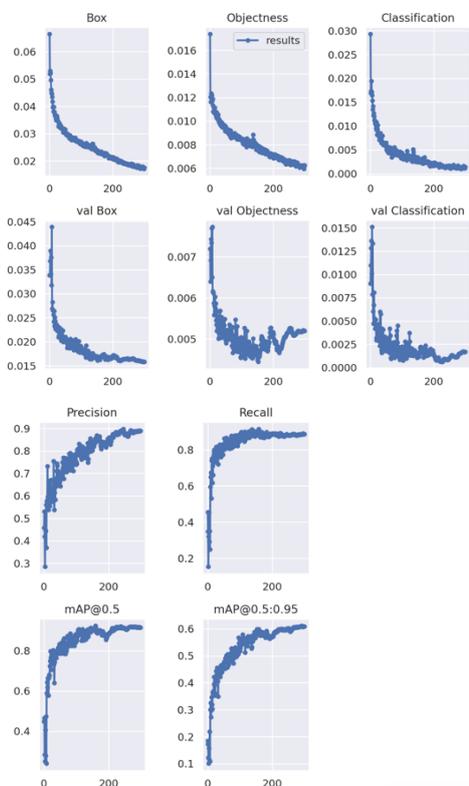


図 4 YOLOv3 の学習結果

物体認識の結果例を図 5 に示す。このような小さ

な物体でも、正しいラベルで検出できることがわかる。ただし、角度によっては確実性が低く、ほとんどのシーンで 40~50%程度で不十分であった。

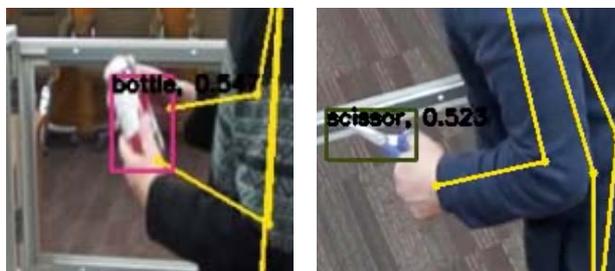


図 5 物体認識の結果の例
(左のボトルの確信度は 0.547 であり、右のハサミの確信度は 0.523 である。)

3-2 姿勢推定

図 6 に OpenPose により得られた姿勢推定結果を示す。撮影した各動作の骨格を大まかに推定できていることがわかる。



図 6 姿勢推定の結果の例

3-3 動作推定

動作推定モデルの学習データとなる人物動作の動画データとして、今回は扉を開ける動作と閉める動作のみを STAIR Actions [7]より収集した。その動画データの概要を表 3,表 4 に示す。

表 3 扉を開ける動画データの概要

(枚)	近距離	中距離	長距離
後	26	29	14
斜め後	21	16	21
横	19	45	13

表 4 扉を閉める動画データの概要

(枚)	近距離	中距離	長距離
後	15	13	6
斜め後	19	37	17
横	21	37	26

また、その動画内における人物骨格の時系列データの例を図 7 示す。

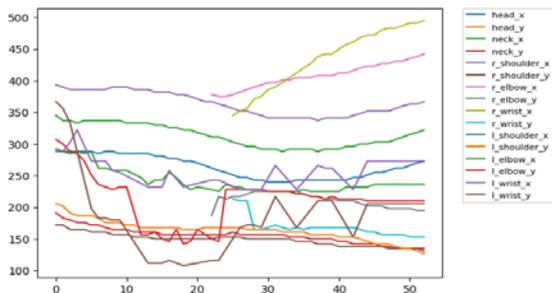


図 7 扉を開ける動作における 2D 骨格座標時系列データの例(縦軸:ピクセル 横軸:フレーム数)

3-3 人物骨格と物体の関係性

物体と人物骨格の座標をリアルタイムで検出することができた。この図 8 に示すように、物体、セーフティボックス、両手間の相対距離をリアルタイムで取得した。ただし、物体と人物骨格のオクルージョンによる距離情報の損失がグラフに反映されている。

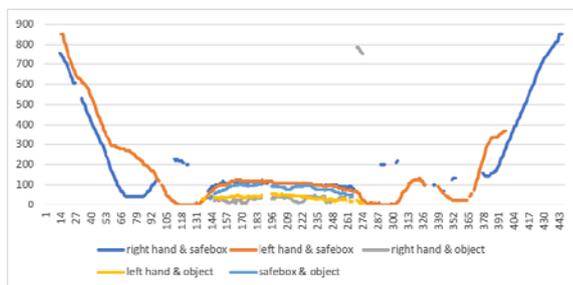


図 8 核物質に見立てたボトルが盗取された状況におけるボトルと手とセーフティボックス間距離の時系列データ(縦軸:ピクセル 横軸:フレーム数)

3-4 考察

以上の結果に基づく考察は次の通りである。まず、物体認識において確実性が高くないことについては、ウェブ上の画像の利用率が高かったためである。

Web 上の画像には、手に持ったり、さまざまな角度から撮影した画像はごく僅かである。したがって、物体を正面に向けたときの確実性は高く、物体を持った場合、または傾けた場合の確実性は低くなる。そのため、学習用に独自で用意した画像を高い割合で用いる必要がある。

手と物体の距離情報が不足していることについては、動画内の物体や人物骨格に障害物があり、距離を内挿しデータを補完することで解決される。

4. 結論

1. 通常作業に紛れた盗取を単位行為のシーケンスを用いて検知する手法を提案した。
2. 単位行為を検出するために、物体と人物骨格の 2 次元座標時系列データおよびそれらの 2 次元座標における距離を取得した。

引用・参考文献

- [1] IAEA Incident and Trafficking Database: <https://www.iaea.org/resources/databases/itdb>
- [2] Artificial intelligence to detect shoplifting 'VAAKEYE' :<https://ledge.ai/vaak-surveillance-camera>
- [3] W. Sultani, C. Chen, M. Shah; Proceedings of the IEEE Conference on Computer Vision and Pattern Recognition (CVPR), 2018, pp. 6479-6488, <https://arxiv.org/abs/1801.04264>
- [4] Zhe Cao, Tomas Simon, Shih-En Wei, Yaser Sheikh, Realtime Multi-Person 2D Pose Estimation using Part Affinity Fields, The Robotics Institute, Carnegie Mellon University, 14 Apr, (2017).
- [5] Sepp Hochreiter, Fakultat für Informatik Technische Universität München 80290 München, Germany, Jürgen Schmidhuber, IDSIA Corso Elvezia 36 6900 Lugano Switzerland : LONG SHORT-TERM MEMORY, (1997).
- [6] Joseph Redmon, Ali Farhadi, YOLOv3: An Incremental Improvement, University of Washington, 8 Apr, (2018).
- [7] STAIR Actions: <https://actions.stair.center>

SiC for Nuclear Reactors: Challenges and Opportunities

Qianliang Deng¹, Wenli Guo^{1,2}, Dingqu Wang^{1,2}, Songyang Li^{1,2}, Wei Xiong^{1,2},
Wentao Hao^{1,2}, *Yueyuan Jiang^{1,2}

¹Institute of Nuclear and New Energy Technology, Tsinghua University, Beijing, 100084, China;

²Collaborative Innovation Center of Advanced Nuclear Energy Technology, Tsinghua University, Beijing, 100084, China.

Silicon carbide (SiC) and its composites are attracting increasingly interests because of their exceptional oxidation and irradiation resistance, superior physical and chemical stability, excellent thermal and mechanical behaviors for nuclear cladding application as in-core structures of reactors. Nevertheless, there are still some key issues hindering for the development of SiC-based cladding in nuclear reactors which need to be addressed. Accordingly, this paper is aimed to throw light on the key issues of SiC-based cladding including manufacturability of shaping tubular fibrous preforms and end-plug joining, hydrothermal corrosion and effects of irradiation on mechanical and thermal properties as well as other critical issues like the pellet-clad mechanical and chemical interaction.

1. Introduction

Accident tolerance fuel (ATF) cladding has enhanced performance during not only rare events but also normal operations [1]. As one of the most promising ATF cladding concepts for advanced fission energy systems, high-purity silicon carbide (SiC)-based ceramics and their composites with superior high temperature (HT) properties, excellent irradiation resistance, inherent low activation and other superior physical and chemical properties have been widely studied during last two decades [2, 3].

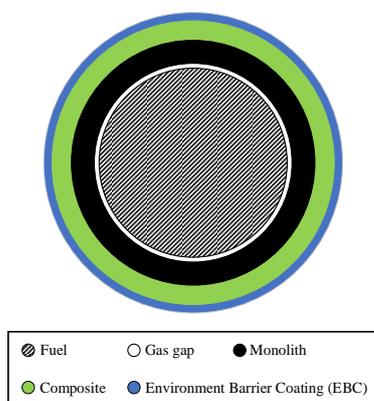


Fig. 1. Schematic illustration of the Triplex SiC cladding design [4]

The preferred design of the SiC/SiC composites cladding is based on multi-layered structures combined three distinct layers of SiC shown in **Fig.1**, is also called Triplex, the functions of each layer is demonstrated in [4]. The SiC/SiC composites cladding has a more outstanding behavior than the zircalloy cladding especially in design-basis accident (DBA) and design extension conditions (DECs) [5]. Despite these superior abilities of the SiC/SiC composites, there are a lot of aggravating technical

gaps that need to be narrowed because previous research on the SiC/SiC composites has been mostly focused on the HT applications. Among these critical feasibility issues, hydrothermal corrosion, radiation-induced issues and fuel compatibility are identified as key feasibility issues that need to be fully understood and addressed in the relatively early stages in the course of the technology development. Therefore, the purpose of this paper is to provide an overview of the key feasibility issues regarding the application of the SiC-based materials mostly for the light-water reactor (LWR) fuel cladding.

2. Key issues

2.1. The manufacturability

The SiC/SiC composite consists of SiC matrix, SiC fibers and the interphase. There are many different fabrication methods for the monolithic SiC such as sintering, reaction-bonding, liquid-phase sintering and chemical vapor deposition (CVD). Among these methods, the CVD technique is currently the most promising fabrication for high-purity, highly crystalline, stoichiometric β -SiC [6]. However, industrial scale fabrication of thin-walled and long tubes remains a challenge for the CVD process [7]. It is broadly confirmed that both the non-irradiated and irradiated thermal and mechanical properties are strongly affected by the fabrication routes. The magnitude of thermal conductivity is related to the grain size and the nature of grain boundaries of SiC [8], the presence of additives at the grain boundaries would reduce thermal conductivity and have an effect on some mechanical properties like hardness and creep deformation, and the microstructures of SiC also affects the hydrothermal corrosion [9].

End-plug joining of SiC cladding has been one of the main material issues because SiC ceramics cannot be welded, the joint is faced with hydrothermal corrosion and transient irradiation-induced swelling

challenges. The diffusion bonding along with the selected area CVD requires high temperature (>2070K) and pressure (>10MPa), making it complicated and time-consuming, especially for large and complex components [10]. The nano-infiltration and transient eutectic-phase (NITE) joint is expected to have promising tolerance against neutron irradiation and adequate strength but it still has the same limitation as the diffusion bonding [11]. However, all these joining techniques have not been adequately evaluated for the HT performance, corrosion resistance and irradiation stable.

2.2. The hydrothermal corrosion

The corrosion of SiC occurs mainly through two types of oxidations under different conditions including passive and active oxidation [12, 13]. The passive oxidation with significant mass gain occurs under a high oxygen partial pressure and high temperature, and a protective layer of silica is formed on the surface material. While the corrosion resistance of SiC under a HT and high-pressure water condition is decreased because of the volatilization of the protective silica layer, and the rate of mass loss depends on the chemical environment characteristics, as exemplified in **Fig. 2**, the oxidation mechanism is dominated by parabolic and linear corrosion with time recession controlled by oxygen diffusion and silica volatilization as $\text{Si}(\text{OH})_4$, the diffusion and crystallization processes are accelerated by the increasing temperatures, which also enhances formation and consumption of the amorphous silica layer and recession of the bulk SiC, and the crystalline silica layer and SiC recession rate also significantly depend on steam pressure [14].

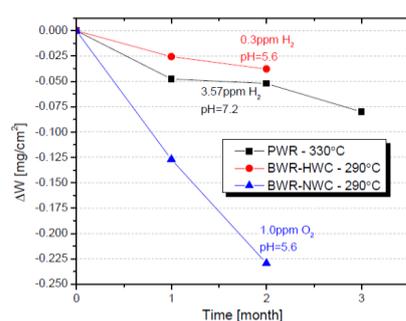


Fig. 2. Corrosion behavior of CVD-SiC under different conditions [15].

Corrosion may occur primarily by oxidation and the key oxidizing impurities to consider will likely be oxygen and water vapor, the weight loss increased with the dissolved oxygen content [9, 16]. Meanwhile, the mechanical damage like the potential impact of cracks and surface damage induced by clad to spacer grid fretting also deteriorate the corrosion resistant of

SiC, and the SiC fabricated via different processes have different corrosion resistant abilities. It was observed that the CVD SiC had the slowest mass loss rate while significantly higher rates were found for sintering or reaction-boned SiC [9], and the corrosion of composites may be severer than monolithic SiC under some conditions [17] because the presence of cracks on the surface of composite matrix can exacerbate the corrosion behavior of the composite.

Hydrothermal corrosion-induced SiC cladding recession would lead to cladding thickness loss, which in turn results in reduced strength and exposure of the PyC filled fiber-matrix interphase; and the deposition of corrosion products also has a negative effect on the primary water circuit. Excess silica could be deposited on fuel rods as crud causing fuel performance issues and it is incapable to remove the dissolved silica for the current filtration system [3]. Moreover, weight loss of all of the SiC specimens was accelerated by irradiation to some extent [18].

2.3. The irradiation effects

The irradiation-induced swelling of SiC is highly dependent on the irradiation temperature and dose [19]. The swelling reduces with increasing temperature in the point-defect swelling regime between 423K~1273K, while there is an increase in the non-saturated void-swelling regime over 1273K, and the swelling saturates at a relatively low dose about an order of ~1 dpa below 1273K [2]. The presence of significant impurity in SiC also shows a larger swelling compared to high purity SiC, thus different fabrication routes lead to significant different irradiation stability [8]. For the porous composites, the irregular porosity leads to differential swelling under irradiation, the substantial tensile stress at the inner wall induced by the differential swelling added with the thermomechanical stress can result in crack initiation and/or propagation due to its inherent brittleness. Meanwhile, the differential swelling would result in off-centering of the cladding, and then the off-centering of the cladding may cause the pellet-clad interaction (PCI). **Fig. 3** shows the core average

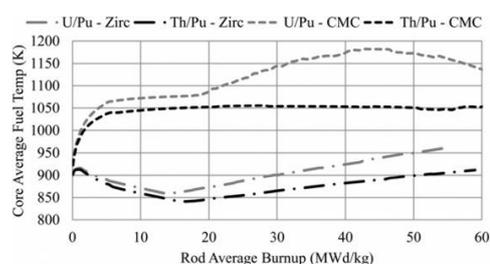


Fig. 3. Irradiation effects of SiC-based cladding and Zr-based cladding simulated by FRAPCON [20].

fuel temperature of SiC-based cladding is larger than zircalloy cladding because of the effects of

irradiation-induced issues of SiC material [20].

The mechanical properties of SiC under irradiation have been also studied extensively [2, 8, 21]. Compared to irradiation-induced swelling, the mechanical properties almost independent during HT transient, but there are still some issues need to call attention to them. The effects of irradiation on mechanical properties of CVD β -SiC are well documented in Ref. [2]. What we may concern mostly is the strength under irradiation. Stempien et al. [4] reported that significant strength reduction between 10% and 60% occurs in the CVI SiC composite samples after irradiation in a test loop simulating PWR conditions, the degradation also relates to the irradiation-assisted corrosion.

Cladding with high thermal conductivity can transfer the fuel heat efficiently to the coolant and limit the fuel centerline temperature. The Triplex SiC cladding (10~30 W/(m·K)) [22] has much lower thermal conductivity than the CVD SiC (400 W/(m·K) at room temperature). The presence of heterogeneously distributed porosity of the SiC matrix directly reduces the thermal conductivity, and the fibrous arrangement also influenced the thermal conductivity [21]. Actually, the irradiation-induced defect significantly reduced the thermal conductivity, Stempien et al. [4] found the thermal conductivity of irradiated Triplex samples showed substantial decreases with irradiation (saturating by ~1 dpa) due to the accumulation of photon-scattering defects and the likely formation of a silica layer induced by the hydrothermal corrosion, and the irradiated Triplex samples had thermal conductivity of several W/(m·K) at 300K~600K, significant decrease was obvious regardless of irradiation condition [2, 22, 23]. And the thermal conductivity of CVD SiC was increasing with the irradiation temperature (saturating by several dpa). The interphase PyC would become partially amorphous after irradiation, and the amorphized PyC interphase would also deteriorate the thermal conductivity, which would lead to a loss of 20%~25% [24].

Another uncertainty that affects dimensional evolution is the irradiation creep, although the strain caused by irradiation creep is significantly smaller (in the order of 10^{-4}) than irradiation-induced swelling (in the order of 10^{-2}) [25, 26]. However, studies on irradiation creep of SiC-based material are very limited, there have been no experimental data reported for low irradiation temperature, it was reported that the irradiation creep compliance of SiC was more significant at low temperature and therefore help relax the internal stresses that induced by the temperature/flux gradients [27]. Meanwhile, the irradiation effects in end-plug joints are still negative [28]. Besides, the PCI would affect structural integrity

and FTs retention and therefore could also be a critical issue [29, 30]. The researches on the PCI are mainly simulated by finite element software and fuel analysis codes, the effects of PCI have not been fully investigated, the in-pile experimental data are still lacked.

3. Conclusions

The purpose of this paper is primarily to throw light on the key issues of SiC-based cladding. Among these various issues discussed in this review, the hydrothermal corrosion, irradiation-induced swelling and low-thermal conductivity induced by irradiation are the critical feasibility issues of SiC-based materials for application in LWR. The end-plug joining is also hindering the development of SiC-based cladding. Meanwhile, more experimental data on the PCI need to be collected. Some progress has been made in current years, fabrication process like NITE can produce the densest matrix and high strength SiC materials, laser-based technology has been developed for the end-plug joining. It is found some promising coatings on the SiC could mitigate the hydrothermal corrosion. We could also control the water chemistry to limit the rate of corrosion. Some novel concepts are put forward like the sandwich design, and some new developed materials like NFA-SiC could be a promising candidate for nuclear cladding. However, the technology of SiC-based cladding is at the very early stage of development, these advancements are too limited to solve these key feasibility issues. In spite of these issues hinders, the SiC material would significantly increase the safety and economy in nuclear application under normal and accident conditions if successfully applied.

References

- [1] K.A. Terrani, Accident tolerant fuel cladding development: Promise, status, and challenges, *Journal of Nuclear Materials* 501 (2018) 13-30.
- [2] L.L. Snead, T. Nozawa, Y. Katoh, T.-S. Byun, S. Kondo, D.A.J.J.o.n.m. Petti, *Handbook of SiC properties for fuel performance modeling*, 371(1-3) (2007) 329-377.
- [3] K. Yueh, K.A.J.J.o.N.M. Terrani, Silicon carbide composite for light water reactor fuel assembly applications, 448(1-3) (2014) 380-388.
- [4] J.D. Stempien, D.M. Carpenter, G. Kohse, M.S. Kazimi, Characteristics of composite silicon carbide fuel cladding after irradiation under simulated PWR conditions, *Nuclear Technology* 183(1) (2013) 13-29.
- [5] K.A. Terrani, B.A. Pint, C.M. Parish, C.M. Silva, L.L. Snead, Y. Katoh, Silicon Carbide Oxidation in Steam up to 2 MPa, *Journal of the American Ceramic Society* 97(8) (2014) 2331-2352.
- [6] I. Golecki, F. Reidinger, J.J.A.p.l. Marti, Single -

- crystalline, epitaxial cubic SiC films grown on (100) Si at 750° C by chemical vapor deposition, 60(14) (1992) 1703-1705.
- [7] Y. Katoh, K.A.J.O.T.-. Terrani, Oak Ridge National Laboratory, Systematic Technology Evaluation Program for SiC/SiC Composite-based Accident-Tolerant LWR Fuel Cladding and Core Structures: Revision 2015, (2015).
- [8] Y. Katoh, L.L. Snead, I. Szlufarska, W.J. Weber, Radiation effects in SiC for nuclear structural applications, *Current Opinion in Solid State & Materials Science* 16(3) (2012) 143-152.
- [9] L. Tan, T. Allen, E.J.J.o.N.M. Barringer, Effect of microstructure on the corrosion of CVD-SiC exposed to supercritical water, 394(1) (2009) 95-101.
- [10] P. Fitriani, A. Septiadi, J.D. Hyuk, D.-H. Yoon, Joining of SiC monoliths using a thin MAX phase tape and the elimination of joining layer by solid-state diffusion, *Journal of the European Ceramic Society* 38(10) (2018) 3433-3440.
- [11] H. Kishimoto, T. Abe, T. Shibayama, J.S. Park, H.C. Jung, Y. Kohno, A. Kohyama, JOINING OF NITE SiC/SiC COMPOSITE AND TUNGSTEN FOR NUCLEAR APPLICATIONS, in: Y. Katoh, K.M. Fox, H.T. Lin, I. Belharouak, S. Widjaja, D. Singh (Eds.), *Ceramic Materials for Energy Applications 2011*, pp. 85-91.
- [12] T. Kraft, K.G. Nickel, Y.G. Gogotsi, Hydrothermal degradation of chemical vapour deposited SiC fibres, *Journal of Materials Science* 33(17) (1998) 4357-4364.
- [13] E.J. Opila, Oxidation and volatilization of silica formers in water vapor, *Journal of the American Ceramic Society* 86(8) (2003) 1238-1248.
- [14] K. Fitzgerald, D. Shepherd, Review of SiCf/SiCm corrosion, erosion and erosion-corrosion in high temperature helium relevant to GFR conditions, *Journal of Nuclear Materials* 498 (2018) 476-494.
- [15] K.A. Terrani, Y. Yang, Y.J. Kim, R. Rebak, H.M. Meyer, III, T.J. Gerczak, Hydrothermal corrosion of SiC in LWR coolant environments in the absence of irradiation, *Journal of Nuclear Materials* 465 (2015) 488-498.
- [16] J.-Y. Park, I.-H. Kim, Y.-I. Jung, H.-G. Kim, D.-J. Park, W.-J. Kim, Long-term corrosion behavior of CVD SiC in 360 C water and 400 C steam, *Journal of Nuclear Materials* 443(1-3) (2013) 603-607.
- [17] L. Charpentier, K. Dawi, M. Balat-Pichelin, E. Beche, F. Audubert, Chemical degradation of SiC/SiC composite for the cladding of gas-cooled fast reactor in case of severe accident scenarios, *Corrosion Science* 59 (2012) 127-135.
- [18] D.M. Carpenter, An assessment of silicon carbide as a cladding material for light water reactors, Massachusetts Institute of Technology, 2010.
- [19] Y. Katoh, T. Nozawa, L.L. Snead, K. Ozawa, H.J.J.o.N.M. Tanigawa, Stability of SiC and its composites at high neutron fluence, 417(1-3) (2011) 400-405.
- [20] N. Andrews, K. Shirvan, E.E. Pilat, M.S.J.N.T. Kazimi, Steady state and accident transient analysis burning weapons-grade plutonium in thorium and uranium with silicon carbide cladding, 194(2) (2016) 204-216.
- [21] G. Singh, K. Terrani, Y. Katoh, Thermo-mechanical assessment of full SiC/SiC composite cladding for LWR applications with sensitivity analysis, *Journal of Nuclear Materials* 499 (2018) 126-143.
- [22] Y. Katoh, L.L. Snead, T. Nozawa, S. Kondo, J.T. Busby, Thermophysical and mechanical properties of near-stoichiometric fiber CVI SiC/SiC composites after neutron irradiation at elevated temperatures, *Journal of Nuclear Materials* 403(1) (2010) 48-61.
- [23] Y. Katoh, K. Ozawa, C. Shih, T. Nozawa, R.J. Shinavski, A. Hasegawa, L.L. Snead, Continuous SiC fiber, CVI SiC matrix composites for nuclear applications: Properties and irradiation effects, *Journal of Nuclear Materials* 448(1-3) (2014) 448-476.
- [24] L.G. Fave, Investigation of the thermal conductivity of SiC/SiC cladding before and after irradiation, (2017) 260.
- [25] P. Fenici, A.F. Rebelo, R. Jones, A. Kohyama, L.J.J.o.N.M. Snead, Current status of SiC/SiC composites R&D, 258 (1998) 215-225.
- [26] Y. Katoh, L.L. Snead, C.H. Henager, Jr., T. Nozawa, T. Hinoki, A. Ivekovic, S. Novak, S.M.G. de Vicente, Current status and recent research achievements in SiC/SiC composites, *Journal of Nuclear Materials* 455(1-3) (2014) 387-397.
- [27] Y. Katoh, L.L. Snead, C.M. Parish, T. Hinoki, Observation and possible mechanism of irradiation induced creep in ceramics, *Journal of Nuclear Materials* 434(1) (2013) 141-151.
- [28] J.D. Stempien, Behavior of triplex silicon carbide fuel cladding designs tested under simulated PWR conditions, Massachusetts Institute of Technology, 2011.
- [29] Y. Deng, Y. Wu, B. Qiu, D. Zhang, M. Wang, W. Tian, S. Qiu, G.H. Su, Development of a new Pellet-Clad Mechanical Interaction (PCMI) model and its application in ATFs, *Annals of Nuclear Energy* 104 (2017) 146-156.
- [30] M. Wagih, B. Spencer, J. Hales, K. Shirvan, Fuel performance of chromium-coated zirconium alloy and silicon carbide accident tolerant fuel claddings, *Annals of Nuclear Energy* 120 (2018) 304-318.

光核反応を用いた Np-237 の検出手法の提案

Proposal of neptunium-237 detection method based on photonuclear reaction

*田辺 鴻典^{1,2}, 相楽 洋¹

¹東京工業大学, ²科学警察研究所

*Kosuke Tanabe^{1,2}, Hiroshi Sagara¹

¹Tokyo Institute of Technology, ²National Research Institute of Police Science

In recent years, the demand for non-destructive assay techniques for nuclear materials such as ²³⁵U and ²³⁸U has increased worldwide in the fields of nuclear security and safeguards. In addition to uranium, it is expected that the needs for detection of and accounting for minor actinides such as ²³⁷Np would increase as its utilization demands increases in the future closed fuel cycle. In this study, we propose a novel detection method for ²³⁷Np, which is called the photon-induced multiple neutron generation reaction (PMNR) ratio method. The feasibility of discrimination between ²³⁷Np and uranium was verified using numerical analysis simulations.

1. 緒言

核セキュリティ及び保障措置の分野で、核物質の非破壊測定技術の需要が世界的に高まっている。中でも不法に持ち込まれる特殊核物質 (SNM) の検知は緊急の課題であり、比放射能の低い高濃縮ウラン (HEU) が隠蔽されている場合の検知は特に困難な現状にある。

SNM と同様に、Np や Am といったマイナーアクチノイド (MA) も核セキュリティ・保障措置上の重要核種である。アメリカ合衆国エネルギー省 (DOE) によると、²³⁷Np と ^{241,243}Am の核セキュリティ上の取扱いは、HEU 中の ²³⁵U と同程度に位置づけられている[1]。また、国際原子力機関 (IAEA) の保障措置において、これらの核種は U や Pu の代替核物質として扱われており、分離された Np と Am に関する情報は、関連諸国間での自主的な取り決めの下で収集されている[2]。さらに、次世代の原子炉と核燃料サイクルでは、持続可能性と核廃棄物最小化のため、MA を U や Pu とともに再利用する研究開発が進められている[3]。従って、将来的に増加が予想される MA の取扱いは、次世代核燃料サイクル上の重要課題の 1 つである。中でも、²³⁷Np は自発放射能の低さから、U 同様、パッシブ法による検知が特に困難な核種である。

近年、光核反応を用いたウラン濃縮度推定手法が提案されている[4]。この手法は光核反応率比 (PFRR) 法と呼ばれ、アクティブガンマ線法の 1 つである。本研究では、将来的な MA の適切かつ効果的な管理のため、PFRR 法を応用した、光核反応に基づいた ²³⁷Np の新たな検知手法を提案する。初めに ²³⁷Np と U (²³⁵U, ²³⁸U) の識別可否を検証した。²³⁷Np は軽水炉使用済燃料中に存在する MA の主要核種であり、光核反応断面積の実験データも充実していることから、MA 検知の初

期検討核種として適すると考えた[5]。

2. 方法

2-1. 光核反応

光核反応は高エネルギー光子の入射に伴い生じる原子核反応である。図 1 に ²³⁷Np、²³⁵U 及び ²³⁸U の光核反応断面積の入射光子エネルギー依存性として、(γ, fission) 及び (γ, 2n) 反応の断面積を示す[6]。光子の入射に伴い (γ, n) 反応も生じるが、同時計測法による実測定を想定し、本研究では、複数中性子を放出する反応に着目した。

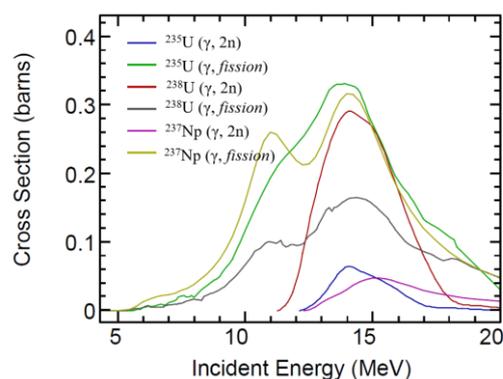


図 1 光核反応断面積

2-2. 解析手法

本研究では、MCNP6.1[7]及び ENDF/B-VII.1.[6]を用いて以降の計算を実施した。シミュレーション体系を図 2 に示す。標的 (10^W mm × 10^H mm × 1^T mm) に単色光子ビーム (ヒストリー数 : 10⁶) を垂直に入射することで光核反応を起こした。標的としては単体金属を想定し、²³⁷Np (20.25 g/cm³)、²³⁵U (19.10 g/cm³) 及び ²³⁸U (19.10 g/cm³) を対象とした。入射光子のエネルギー範囲は 5~15 MeV とした。

本研究では、標的中で発生した全ての (γ, fission)、(γ, 2n)、(n, fission)、(n, 2n) 反応を計数し、その合計を光子起因マルチ中性子放出反応

(PMNR) と定義した。エネルギーの異なる 2 光子間の PMNR 反応率比を用いることで、 ^{237}Np と U (^{235}U 、 ^{238}U) の識別可否を検証した。

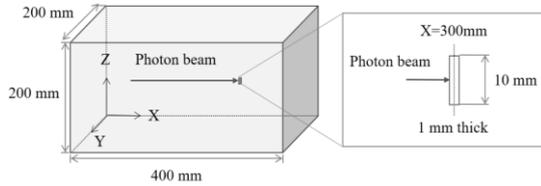


図2 シミュレーション体系

3. 結果

図3に PMNR 反応率の計算結果を示す。PMNR の反応閾値は約 5 MeV であり、いずれの核種も 14 MeV 付近で極大となった。12 MeV までは ^{237}Np 、 ^{235}U 、 ^{238}U の順に反応率が大きく、13 MeV を境にその傾向が逆転した。図1からも予想されるように、 $(\gamma, \text{fission})$ 反応のみでは ^{237}Np と ^{238}U の識別は困難であった。しかし、提案手法では、従来の PFRR 手法において実測定上の弊害として考えられていた $(\gamma, 2n)$ 反応も含むことで、両者の識別可能性が示された。

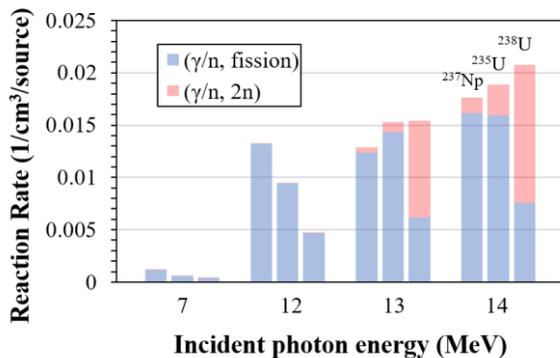


図3 PMNR 反応率

表1に7 MeV に対する各エネルギーの PMNR 反応率比をとった結果を示す。誤差範囲は、核データに 10% の不確かさを仮定した場合を示している。この結果から、核データ不確かさを考慮した場合も、12~15 MeV の範囲において、 ^{237}Np と U を有意に識別できることが確認された。

表1 PMNR 反応率比 (/7 MeV)

Nuclide	PMNR rate ratio (/7 MeV)			
	12 MeV/	13 MeV/	14 MeV/	15 MeV/
^{237}Np	9.4 ± 1.3	10.9 ± 1.5	14.9 ± 2.1	13.4 ± 1.9
^{235}U	20.2 ± 2.9	26.5 ± 3.7	32.8 ± 4.6	26.8 ± 3.8
^{238}U	17.1 ± 2.4	41.9 ± 5.9	56.3 ± 8.0	52.7 ± 7.5

また、同様に 6~11 MeV を底として各エネルギーに対する PMNR 反応率比をとった場合、いずれの場合についても、12~15 MeV の範囲において、 ^{237}Np と U を有意に識別できることを確認した。

4. まとめと今後の展望

本研究では、PMNR 反応率比を用いた単体の ^{237}Np と U の識別手法を新たに提案した。本手法は、従来の PFRR 法において実測定上の弊害として考えられていた $(\gamma, 2n)$ 反応も活用するため、幅広い入射光子エネルギー選択性を有する。従って、入射光子のエネルギー分布や標的厚に対してもロバスト性を有すると期待される。今後は、 UO_2 など混合物中の ^{237}Np の検知や濃度推定の可否について検証を行う予定である。

謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP20K15213 の助成を受けたものです。

参考文献

- [1] Department of Energy (DOE), 2019. Nuclear material control and accountability, DOE-STD-1194, USA
- [2] International Atomic Energy Agency, 2013. IAEA Department of Safeguards Long-Term R&D Plan, 2012–2023. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [3] Generation IV International Forum., <https://www.gen-4.org/>. Available online: <http://www.gen-4.org/> (Accessed 2021.9.18).
- [4] Kimura, R., Sagara, H., Chiba, S., 2016. Principle validation of nuclear fuel material isotopic composition measurement method based on photofission reactions. J. Nucl. Sci. Technol. 53(12), 1978–1987.
- [5] Geraldo, L.P., Semmler, R., Gonçalez, O.L., Mesa, J., Arruda-Neto, J.D.T., Garcia, F., Rodriguez, O., 2000. Photofission cross sections for ^{237}Np in the energy interval from 5.27 to 10.83 MeV. Nucl. Sci. Eng. 136(3), 357–362.
- [6] Chadwick, M.B., Herman, M., Obložinský, P., et al, 2011. Nucl. Data Sheets. 112. ENDF/B. VII.1 nuclear data for science and technology: cross sections, covariances, fission product yields and decay data, pp. 2887–2996.
- [7] Los Alamos National Laboratory, 2014. RSICC beta code collection, MCNP6.1.1Beta/MCNP6.1/MCNP5. MCNPX. Radiation Safety Information Computational Center (RSICC).

Design Study of U-TRU Fuel Loaded Gas Cooled Reactor Core for TRU Transmutation with Enhanced Safety and Security (I) U-Np Fuel

*Hong Fatt Chong¹, Hiroshi Sagara¹, Natsumi Mitsuboshi¹

¹Tokyo Institute of Technology

Gas-cooled Reactor has several advantages in terms of safety, sustainability and actinide transmutation. These advantages may contribute to solving the technical problems of transuranic (TRU) element transmutation and the sustainable closed fuel cycle. In the present research, cell calculations were performed on LEU fuel doped with Np-237 with different neutron spectra in a gas-cooled reactor core. TRU transmutation performance, core characteristics and non-proliferation features were investigated.

1. Introduction

Very-High-Temperature Reactor (VHTR) and Gas-cooled Fast Reactor (GFR) are Generation IV reactor systems which have great potential in safety, sustainability and transmutation performance. VHTR with coated particle fuel provides reliable confinement with very high temperature margin for a long period of time, enabling high fuel burnup in VHTR [1]. GFR and VHTR both benefit from using helium gas coolant which enables them to operate at high temperatures; the heat can be used for industrial processes that require high temperature such as hydrogen generation, generating economical value other than providing electricity. Moreover, since helium only exists as gas at high temperatures, positive void reactivity in gas cooled reactors is avoidable.

Transmutation of TRU is conventionally performed by fast neutrons to cause fission reaction, but there is also another concept where TRU undergoes transmutation by thermal neutrons to cause capture reaction into even mass numbered plutonium [2].

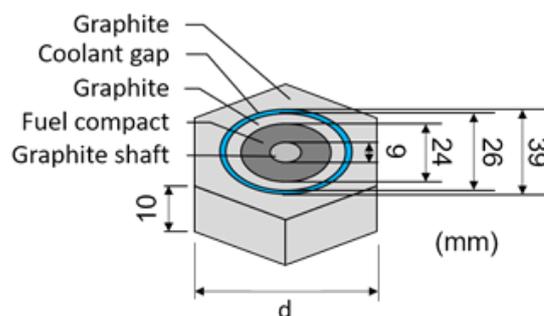
In this research, the effects of change in neutron spectra and U-Np composition have been investigated on performance of gas cooled reactor core, TRU transmutation and non-proliferation.

2. Methodology

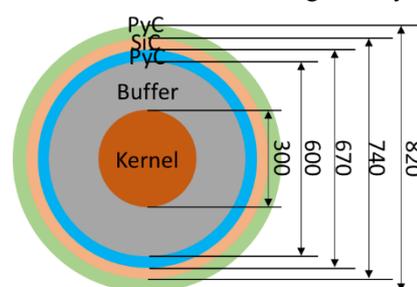
A parametric survey was done to investigate the effects of change in neutron spectra on maximum available burnup, Pu-238/Pu ratio and Np-237 transmutation ratio (TR), defined in Chapter 3, of gas cooled reactor core. Cell calculations are performed with MVP simulation code with fuel cell design based on Gas Turbine High Temperature Reactor

GTHTR300, a gas cooled thermal reactor with prismatic block type fuel containing TRISO fuel particles designed by Japan Atomic Energy Agency (JAEA) [3] (Figure 1).

The pitch of the fuel cell and density of graphite were altered to manipulate the moderator-to-fuel ratio, which is expressed as the atomic ratio of carbon over initial uranium (C/U) in this paper. Calculations were done with TRISO fuel particles containing low enriched uranium (LEU) and LEU mixed with 1~5 wt% Np-237 over a range of C/U values as stated in Table 1. The maximum available burnup, Pu-238/Pu ratio and Np-237 transmutation ratio when the multiplication factor reaches unity ($k_{\infty}=1.0$) were compared between different C/U.



(a) Fuel cell geometry



(b) TRISO geometry (measured in μm)

Figure 1 Calculation model [3]

Table 1 MVP calculation parameters

Parameter	Value
Smear density (% T.D.)	98
Enrichment of LEU (wt%)	14.0~19.9
Packing fraction of TRISO fuel	30%
Linear heat rate (MW/cm)	1.46E-4
C/U	11.6~830.1

3. Results

3.1 Neutron energy

Neutron energy spectrum becomes harder as moderator-to-fuel (C/U) ratio decreases. Figure 2 shows the neutron spectra of largest and smallest C/U ratio used in this research. A very hard neutron spectrum which resembles that of a typical fast reactor was difficult to achieve as the cell model was based on a thermal reactor core design.

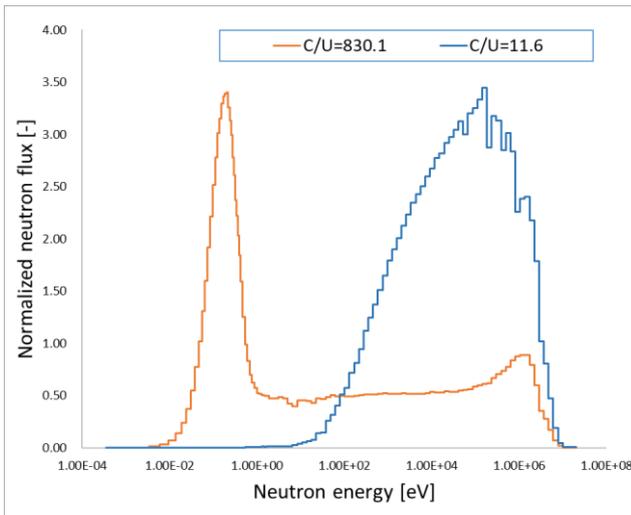


Figure 2 Neutron energy spectra comparison between highest and lowest C/U

3.2 Maximum available burnup

The maximum available burnup showed downwards trend from C/U=11.8 to C/U=124.0 and increases to a maximum at C/U=555.3. The initial downwards trend was likely due to decrease in fast fission contribution while the subsequent increase was due to increase in probability of neutrons to escape resonance absorption by U-238 as amount of carbon moderator increases. After C/U=555.3, the maximum available burnup dropped slightly due to over-moderation.

The addition of Np-237 resulted in an overall drop of burnup, but the drops at highest and lowest C/U are smaller compared to everywhere else as shown in Figure 3. While burning uranium fuel in the thermal region gives higher burnup, there are issues such as high initial excess reactivity. On the other hand, a small burnup reactivity change can be achieved with fast spectrum due to more fissile material being produced and burned.

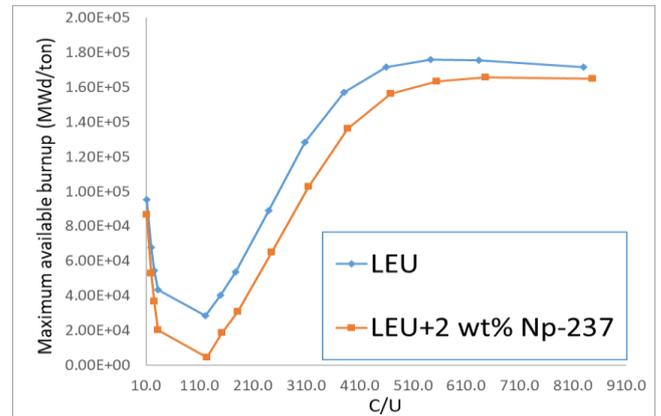


Figure 3 Maximum available burnup results

3.3 Pu-238/Pu ratio

The fraction of Pu-238 in total plutonium is an important indicator to determine whether the plutonium in the spent fuel is denatured [4]. The addition of Np-237 in the loading fuel greatly increases the fraction of Pu-238 due to capture reaction by Np-237. The Pu-238 fraction is larger for higher C/U as capture-to-fission ratio of Np-237 is higher at lower neutron energies.

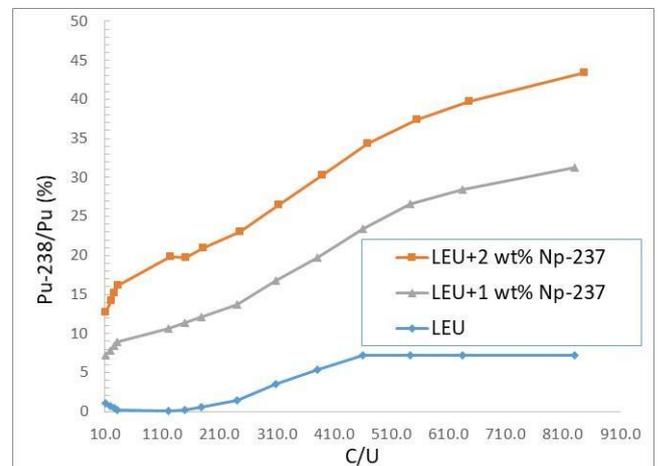


Figure 4 Fraction of Pu-238 in total Pu results

3.4 Np-237 transmutation ratio

Np-237 TR is defined by the following equation, where ND is the number density.

$$TR = \frac{\text{initial } ND(Np237) - \text{final } ND(Np237)}{\text{initial } ND(Np237)} \quad (\text{Eq. 1})$$

Results showed in Figure 5 are calculation results of the case which LEU with 2 wt% Np-237 is used as fuel material. The transmutation ratio showed a trend similar to that of maximum available burnup results. As Np-237 has large capture-to-fission ratio at low neutron energies and fission reaction becomes more dominant at high neutron energies, the dominant reaction transmuting Np-237 is different for high and low C/U ratio.

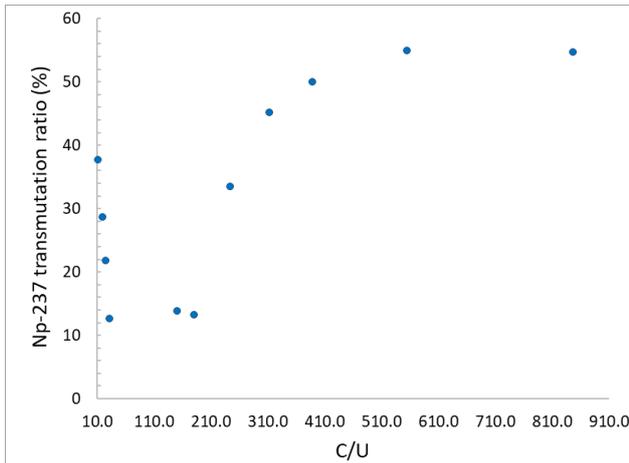


Figure 5 Np-237 transmutation ratio results

4. Conclusion

The effects of change in neutron spectra and U-Np composition have been investigated. Thermal neutron energy has shown better performance of gas cooled reactor core in terms of burnup, TRU transmutation and non-proliferation. Np-237 was shown to increase the fraction of Pu-238 which is linked to better proliferation resistance especially in the case of thermal reactors. Np-237 in a fast reactor would mainly contribute to fission energy produced in contrast to being transmuted to Pu-238 in a thermal reactor. As future work, excess reactivity and more specific core design would be studied.

References

- [1] T. Nishihara et al., "Excellent feature of Japanese HTGR technologies," JAEA-Technology 2018-004 (2018).
- [2] M. Saito, "Multi-component self-consistent nuclear energy system: protected plutonium production (P3)," Int. J. Nuclear Energy Science and Technology, Vol. 1, Nos. 2/3 (2005)
- [3] T. Aoki, H. Sagara, C. Y. Han, "Impacts of Pu-240 self-shielding effect and uncertainties of $\sigma(n,\gamma)$ at resonance energy on the reactivity controllability in HTGR inert matrix fuel", Progress in Nuclear Science and Technology, Volume 5, pp. 100-103 (2018).
- [4] G. Kessler, "Plutonium Denaturing by Pu-238," Nuclear Science and Engineering, vol. 155, no. 1, pp. 53-73 (2007).

軽水炉照射済燃料の核鑑識シグネチャ核種に関する研究

Nuclear Forensics Signatures of Spent Nuclear Fuel from Light Water Reactors

*加賀山 雄一¹, 相楽 洋¹, 韓 治暎¹, 木村祥紀²

¹東京工業大学,²日本原子力研究開発機構

*Yuichi Kagayama¹, Hiroshi Sagara¹, Chi Young Han¹, and Yoshiki Kimura²

¹Tokyo Institute of Technology, ²Japan Atomic Energy Agency

Nuclear Forensics is one of the important measures in nuclear security to identify the criminals and the origins of nuclear or other radioactive materials when illegal acts occur. One of the challenges in nuclear forensics in Japan is to discriminate LWR types and fuel types. The objective of the research is to examine the discriminant signatures by establishing the database of spent fuels of LWRs. This paper describes calculation accuracy of burnup calculation method and the comparison of the spent fuel nuclide composition of PWR and BWR using results of past post-irradiation examination.

1. 緒言

核鑑識は、犯罪行為者の特定・訴追を支援し、核・放射性物質を使用したテロの抑止にもつながると期待されているが、分析したデータを照合するデータベースの構築や軽水炉型の判別指標(判別シグネチャ)の開発が課題として挙げられる。

[1]

本研究では、軽水炉型として PWR・BWR、燃料型として U 濃縮度・Gd 濃度・集合体平均燃焼度・集合体型式をパラメータとした軽水炉照射済燃料(SF)データベースを構築し、核種組成や放射化生成物、不純物の違いを比較し、判別シグネチャ核種の検討を行うことを目的とする。本論文では、過去に行われた軽水炉使用済燃料の照射後試験結果を用いて、燃焼計算手法の精度情報の導出と、PWR・BWR の核種インベントリの比較について述べる。

2. 研究手法

本研究は図 1 に示した流れで行う。はじめに SF データベースの構築のための燃焼計算手法の妥当性検証と、PWR と BWR の核種インベントリの比較を行った。



図 1 研究の流れ

2-1. 燃焼計算手法の精度情報の導出

初めに、SF データベースの構築に用いる燃焼計算手法の精度情報の導出を行う。本研究では燃料集合体内の燃料棒ごとの照射済燃料核種組成の計算が可能な SCALE6.2/TRITON を用いる。

SFCOMPO[2]の SF95(高浜 3 号機(PWR), 濃縮度 4.11%UO₂ 燃料)、SF98(福島第二 2 号機(BWR), 濃縮度 3.91%UO₂ 燃料)照射後試験(PIE, 破壊分析)結果を用いて、SF95 については 5 点、SF98 については 6 点の異なる軸方向高さでの再現計算を行った。

本研究で対象にした U 燃料の PWR 及び BWR における燃焼計算手法の精度は以下の定義に基づいて核種ごとに導出した。

$$\text{燃焼計算精度} : \sqrt{(\bar{x}_i)^2 + (\sigma_i)^2} \quad (\text{式 1})$$

\bar{x}_i : 核種 i の計算値の相対誤差の平均値

σ_i : 核種 i の計算値の相対誤差の標準偏差

3. 結果

3-1. 燃焼計算手法の精度

表 1 に燃焼計算手法の精度評価結果を示す。本照射解析では、PIE 結果の燃焼度(Nd 量)を正とした燃焼計算を行った。今後の SF データベースの計算精度として活用していく。²³⁵U、²³⁶U、²³⁸U、²⁴²Pu は PWR・BWR とともに 5%以内という結果が得られた。²³⁸Pu、²³⁹Pu、²⁴⁰Pu、²⁴¹Pu、²⁴³Am は PWR・BWR とともに 6~9%以内という結果が得られた。FP 核種については、PWR において ¹³⁷Cs が 3%以内、¹⁴⁴Ce が 5%以内、¹³⁴Cs が 7%以内という結果が得られた。BWR においては ¹³⁷Cs が 5%以内、¹⁴⁴Ce、¹³⁴Cs が 10%以内という結果が得られた。また、PIE では試料溶解液中の不溶解性残渣や被覆管の分離を行っていない[2]ため、¹⁰⁶Ru や ¹²⁵Sb の誤差は大きく、今回の精度情報には含めないこととし

た。
 また、図 2(a-c)に代表例として ^{239}Pu 、 ^{235}U 、 ^{144}Ce の原子炉稼働中の核種重量経時変化の計算値を実線で、PIE 結果をプロットで示す。PWR の燃焼計算については、 ^{239}Pu 、 ^{235}U の核種重量を系統的に過大評価し、本計算モデルの減速性能が実際よりも小さく、熱外中性子割合を過大評価、熱中性子割合を過小評価していることを示唆した。BWR については ^{239}Pu の核種重量を系統的に過小評価したが、 ^{235}U の誤差の系統性はなかった。

表 1 軽水炉燃焼計算精度結果
 (a) PWR

計算精度	核種
0-5%	^{235}U ^{236}U ^{238}U ^{238}Pu ^{241}Pu ^{242}Pu ^{243}Am ^{137}Cs ^{144}Ce ^{143}Nd ^{144}Nd ^{145}Nd ^{146}Nd ^{148}Nd ^{150}Nd
5-10%	^{239}Pu ^{240}Pu ^{243}Cm ^{134}Cs
10-15%	^{244}Cm ^{154}Eu
15-20%	^{234}U $^{242\text{m}}\text{Am}$ ^{142}Nd
20-%	^{241}Am ^{242}Cm ^{245}Cm ^{246}Cm ^{106}Ru ^{125}Sb

(b) BWR

計算精度	核種
0-5%	^{235}U ^{236}U ^{238}U ^{242}Pu ^{137}Cs ^{143}Nd ^{144}Nd ^{145}Nd ^{146}Nd ^{148}Nd ^{150}Nd
5-10%	^{238}Pu ^{239}Pu ^{240}Pu ^{241}Pu ^{243}Am ^{134}Cs ^{144}Ce ^{150}Sm ^{152}Sm ^{154}Eu
10-15%	^{237}Np ^{241}Am ^{243}Cm ^{151}Sm ^{154}Sm
15-20%	^{234}U ^{244}Cm ^{245}Cm ^{148}Sm
20-%	$^{242\text{m}}\text{Am}$ ^{242}Cm ^{246}Cm ^{106}Ru ^{147}Sm ^{149}Sm

3-2. 核種インベントリの比較

PWR と BWR での核種重量の差が顕著であった代表例として ^{239}Pu 、 ^{235}U 、 ^{144}Ce の比較を行った(図 2(a-c))。 ^{239}Pu は ^{238}U の中性子共鳴捕獲反応によって生成される。本研究で対象にした BWR の燃料棒ピッチが 1.63cm であるのに対して、PWR では 1.26cm と短く燃料対減速材体積比が小さくなる。そのため、BWR に比べて PWR の熱外中性子割合が大きくなり、同燃焼度において PWR の方が ^{239}Pu を 1.3~1.8 倍多く生成するという結果になった。 ^{235}U は、本研究で対象にした BWR の初期 U 濃縮度が 3.91% であるのに対して、PWR では 4.11% であるため、同燃焼度において PWR の方が 1.15~1.2 倍多くなった。また、核分

裂生成物の 1 つである ^{144}Ce については、半減期が 284.91 日と短く、運転履歴の影響を受けやすいため、運転停止期間の少ない PWR の方が多く生成された。

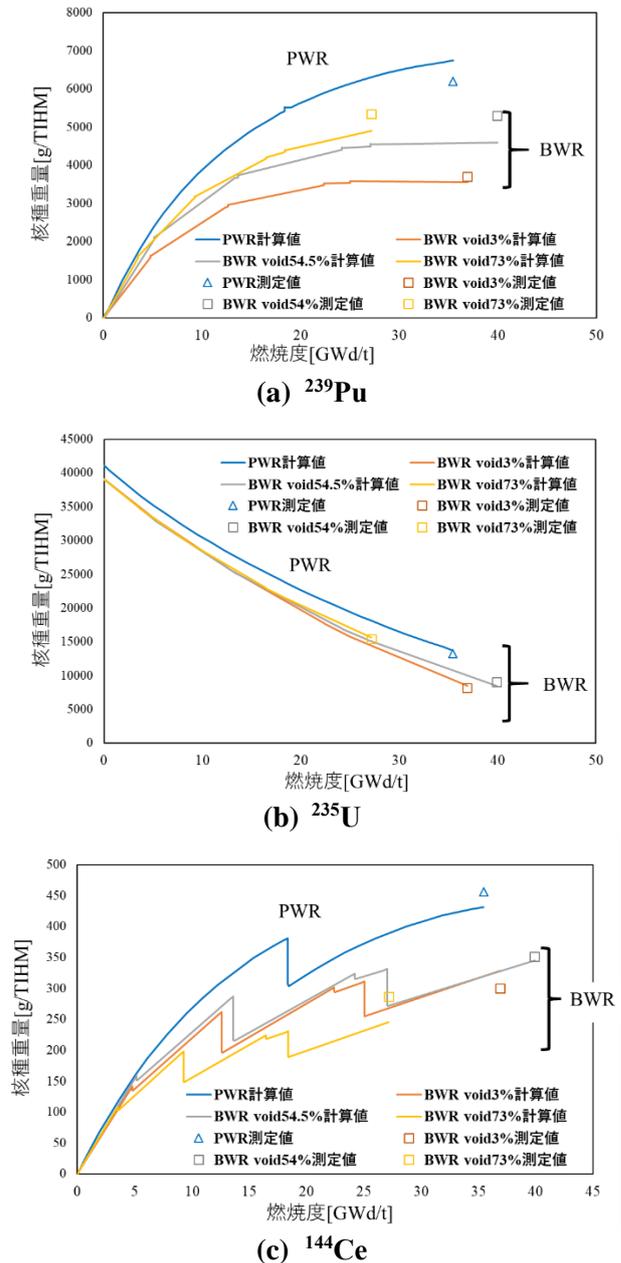


図 2 原子炉稼働中の核種重量経時変化

4. 結論

PIE 結果との比較により UO_2 燃料棒の燃焼計算手法の精度情報を導出した。また、PIE 結果及び計算結果を用いて、PWR と BWR の比較を行い、中性子エネルギースペクトル、初期 U 濃縮度、運転履歴、運転停止期間の違いにより、 ^{239}Pu は 1.3~1.8 倍、 ^{235}U は 1.15~1.2 倍の核種重量の差が出

ることが分かった。

今後、Gd 入燃料の計算精度の導出を行い、U 濃縮度・Gd 濃度・集合体平均燃焼度・集合体型式をパラメータとした SF データベースを構築し、判別シグネチャ核種の検討を行う予定である。

謝辞

本研究は原子力機構との共同研究「照射済燃料の核鑑識シグネチャ核種に関する研究」に基づく成果を含む。原子力機構の一部の成果は文部科学省核セキュリティ補助金事業に基づくものである。

参考文献

- [1] 木村 祥紀・篠原 伸夫・大久保綾子, “核セキュリティのための核鑑識技術の動向と最近の成果”, 日本原子力学会誌 ATOMOS, 2015 年 12 月
- [2] 中原 嘉則・須山 賢也・須崎 武則, “軽水炉使用済み燃料の燃焼度クレジットに関する技術開発”, 日本原子力研究所, 2000 年 10 月

加速器駆動システムを用いた分離変換サイクルにおける核不拡散性に関する研究 (2) 燃料集合体中のウランの *Attractiveness* 評価

Non-proliferation Features in Partitioning and Transmutation Cycle using Accelerator-driven System
(2) Evaluation of *Material Attractiveness* of Uranium in ADS Fuel Assembly

*大泉 昭人^{1,2}, 菅原 隆徳¹, 相楽 洋²

¹日本原子力研究開発機構, ²東京工業大学

*Akito Oizumi^{1,2}, Takanori Sugawara¹, Hiroshi Sagara²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Tokyo Institute of Technology

Research and development of partitioning and transmutation cycle with accelerator drive systems (ADSs) transmuting minor actinides (MAs) separated from the commercial cycles has been continuously conducted to reduce the high-level radioactive waste (HLW) contained in spent fuel discharged from nuclear power plants. Since the chemical form and composition of the fuels are different from those of the current commercial cycles, it is necessary to examine the inspection goal of the safeguards (SGs) and the design level of physical protections (PPs) which are required for the partitioning and transmutation cycle. In this study, *Material Attractiveness (Attractiveness)* of the uranium (U) in the fuel assembly in the fuel storage pool in the ADS facility was evaluated and it was compared with the plutonium (Pu) in the MOX fuel assembly for a general boiling water reactor (BWR). As a result, it made clear that the U in the ADS fuel assembly had equal to or less attractive than the Pu in the BWR MOX fuel assembly. Moreover, a new issue has been extracted. It is difficult to determine whether the ADS fresh fuel should be considered as non-irradiated or irradiated fuel under the current regulatory standards because the ADS fresh fuel contains many MAs, rare-earth, and ²³⁴U rich U.

1. 緒言

原子力発電所から排出される使用済燃料中に含まれている高レベル放射性廃棄物処分の環境負荷低減のために、商業核燃料サイクルから分離させたマイナーアクチノイド(Minor Actinide; MA)を、加速器駆動システム(Accelerator-driven System; ADS)で核変換させる、分離変換(P&T)サイクルの研究開発が進められている[1]。MAを効率よく核変換させることを目的としているため、ADS用の燃料は、アクチノイド(An)の組成の内9割以上を超ウラン核種(Transuranium; TRU)が占めており、一般的な商業核燃料サイクルで用いられている酸化物燃料よりも、発熱量や放射能が大きい。また、P&TサイクルにおけるAnの組成が大きく変動するのも大きな特徴である。そのため、ADS燃料の化学形態は、熱伝導率が高く、かつ様々なAn組成でも材料としての高い安定性が期待できる窒化物が第一候補となっている。また、ジルコニウム(Zr)で希釈することで、サイクル毎に燃料ペレット当たりのAn量を調整することを想定している。なお、P&Tサイクルにおいては、高発熱量、高放射能に対応するため、乾式再処理での運用が検討されている。以上の様に、商業核燃料サイクルと大きく異なる特徴を有しているため、P&Tサイクルに要求される保障措置(Safeguards; SG)での査察目標や核物質防護(Physical Protection; PP)のレベルについて検討を行う必要がある。

次世代核燃料サイクルに要求されるSGでの査

察目標やPPのレベルを検討する指標の一つとして、核物質の核爆発装置(Nuclear Explosive Device; NED)製作を目的とした盗取における相対的有用性を示す *Material Attractiveness* (以後 *Attractiveness* と示す。)を評価する手法がある[2]。この手法においては、高速炉だけでなく高温ガス炉を対象とした核燃料サイクルでも評価されている[2,3]。P&Tサイクルにおいても同様に、*Attractiveness* を評価することで、サイクル内の施設及び各工程での脆弱性の高い箇所を特定し、要求されるSGの査察目標やPPのレベルの検討に資するデータを取得する。

本発表では、ADS施設の燃料貯蔵プールにある燃料集合体の *Attractiveness* を評価した結果について、一般的な沸騰水型軽水炉(BWR)のMOX燃料集合体の同評価結果と比較する。

2. *Attractiveness* 評価手法

ここでは、国家主体の敵対者が、最終的にウラン(U)製のNED製造を達成することを想定した。想定する国家主体の敵対者の特徴については、先行研究[3]と同じく、(1)高度な技術、十分に発達した産業、豊富な資本を持っている、(2)天然U資源は持っていない、(3)核不拡散条約、包括的保障措置協定、追加議定書を受け入れている、(4)50%の信頼性を有するNEDを1体製造することを目標としている、とした。なお、物質の *Attractiveness* が評価対象であるため、施設固有のPPを想定せずに、評価を行った。

Attractiveness の評価は、先行研究[3]と同様に Processing phase、Utilization phase の2つに分け、表1に示す指標に基づいて行った。以下、各Phaseと評価指標について説明する。

2-1. Processing phase

国際機関(IAEA)による査察を受け入れているADS施設の燃料貯蔵プールから不正に持ち出した核物質を、純粋なU製の金属球に処理するまでのPhaseである。ここでは、処理時間が評価対象となる。本評価では、IAEAが提唱する Conversion time[4]を指標として用いた。

2-2. Utilization phase

処理した物質を使用するPhaseである。ここでは裸の金属臨界球の質量(Bare Critical Mass; BCM)と発熱量が評価対象となる。BCMの計算には、MCNP-6.1.1[5]とJENDL-4.0[6]を用いた。U金属の理論密度(18.95g/cc)を用いて統計精度0.003%以下の条件の下で固有値計算を行い、BCMを算出した。発熱量については、ORIGEN-2.2[7]とORLIBJ40[8]を用いて単位質量当たりの崩壊熱を算出し、BCMで規格化した。

2-3. Attractiveness 評価指標

本評価では、先行研究[2]で示されている、表1の指標に基づいて行われた。実用性区分1に近いほどAttractivenessが高いことを意味しており、より高度なレベルのPP措置が要求されることとなる。またそういった物質は、一般的に保障措置においてもより高い査察目標が必要になる。

3. Attractiveness 評価対象の選定

ADSでは、サイクルごとにアクチノイドの組成が変化する特徴を有している。本評価では、最新のADS設計モデル[9]について、計算コードADS3D[10]を用いた燃焼解析により算出した外側炉心のU組成(図1)を分析し、Attractiveness 評価対象とすべきサイクルを選定した[11]。MAの物量を減らすことを最大の目標としているため、現在のADSは、MAの生成元となるUを、商業

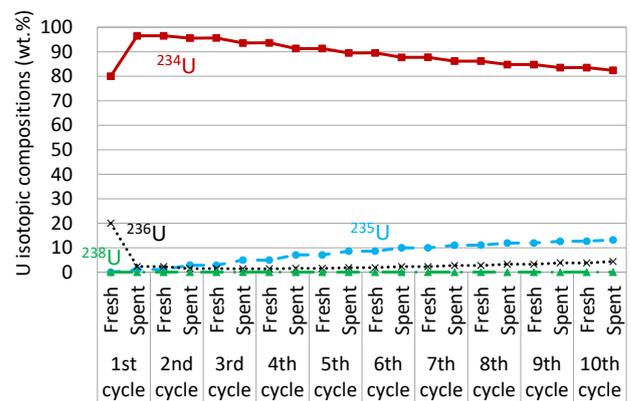


図1 各サイクルにおけるADSの燃料集合体内のU組成変化[11]

サイクルから持ち込まない設計としている。よって、第1サイクルのADS燃料中のU同位体組成は、 ^{238}Pu (半減期 87.7年)及び ^{240}Pu (半減期 6,561年)の崩壊によって生成された ^{234}U (80.00 wt.%)と ^{236}U (20.00 wt.%)のみである。ADS燃料の再処理においては、TRUと同様にUも抽出され、ADSの次期燃料に含まれることとなるため、サイクルを重ねるごとに ^{238}Pu 及び ^{240}Pu の崩壊も進み、常に ^{234}U と ^{236}U が生成される。第1サイクル目の使用済燃料において、全10サイクルの期間中最大の同位体比96.54 wt.%となるが、 ^{238}Pu の崩壊による生成量よりも、中性子吸収反応による自身の消滅量が大きいため、 ^{234}U はサイクルを重ねるごとに減少する傾向にある。その分、 ^{234}U の中性子捕獲反応によって、 ^{235}U が生成される。 ^{235}U はサイクルを重ねるごとに増え、第一サイクルでは0.00 wt.%だが、第10サイクル目では、13.17 wt.%となる。また、 ^{236}U については、中性子吸収反応による自身の消滅量よりも、 ^{240}Pu の崩壊や、 ^{235}U の中性子捕獲反応による生成量が上回るため、サイクルを重ねるごとに増え、第10サイクル目で4.39 wt.%となる。 ^{238}U については、 ^{236}U の中性子捕獲反応によって生成した ^{237}U の更なる中性子捕獲反応によって生成されるパスはあるが、 ^{237}U の半

表1 Attractiveness 評価指標[2]

実用性区分	Processing phase	Utilization phase	
	Conversion time	BCM ^a (kg)	発熱量 ^b (kW/BCM)
1	1 week (Non-irradiated material)	< 80	< 0.45
2	1 - 3 weeks (Non-irradiated compound)	80 - 800	0.45 - 4.5
3	1 - 3 months (Irradiated material)	800 - 4000	4.5 <
4	3 - 12 months (Low enrichment uranium)	4000 <	-

a. 評価基準： ^{235}U の濃縮度、70%,20%,10%の各BCMに相当する重量で区別。

b. 評価基準： ^{238}Pu の同位体割合、8%, 80%の各Pu発熱量に相当する量で区別。

減期が 6.75 日と短いために、 ^{238}U とならずに大半が ^{237}Np となる。また、 ^{242}Pu の崩壊による ^{238}U の生成パスも存在するが、半減期が 3.735×10^5 年と極めて長いため、サイクル期間中の蓄積はごく微量である。従って、 ^{238}U は 10 サイクル目でも 0.01 wt.% である。以上の通り、P&T サイクル中の U は、商用サイクルや天然には存在しない、非常に特殊な同位体組成を有する。Attractiveness 評価は、各 U 核種が、最大・最小同位体比となる、第 1 及び第 10 サイクルの新燃料と使用済燃料に対して実施することとした。

また、ADS 燃料の Attractiveness の比較用に、燃焼度 45GWd/t の BWR の STEP-II 燃料集合体も同様に評価した。対象は、Pu 富化度 8% の MOX 燃料とし、新燃料と 4 年冷却後の使用済燃料の組成[6]を用いた。使用済燃料の組成は、ベンチマーク化された BWR の解析条件 [12] を基に、ORIGEN-2.2[7] と ORLIBJ40[8] で算出された値を用いた。

4. 評価結果

表 2 に、Attractiveness の評価結果を示す[11]。カッコ内の数字は、Attractiveness 評価指標の実用性区分を意味する。

4-1. Processing phase

BWR MOX の新燃料は、酸素と U と Pu の未照射混合物から純粋な Pu を抽出することとなるため、実用性区分 2 となった。一方で、ADS の第 1 及び第 10 サイクルの新燃料の場合、評価が複雑となる。第 1 及び第 10 サイクルの新燃料中の ^{235}U 同位体割合は、それぞれ 0.00 wt.% と 13.17 wt.% であるため、 ^{235}U の濃縮度の観点から判断すると、低濃縮 U (LEU) 相当である実用性区分 4 に位置付けられる。しかし、IAEA が提唱する Conversion time の区分けで用いている ^{235}U の濃縮度の定義

は、 ^{235}U 以外の同位体割合の大半を ^{238}U が占めていることを前提としている。 ^{238}U は単体では臨界にはならないため、80 wt.% ^{238}U と 20 wt.% ^{235}U の U の BCM は 800 kg 程度となり、飛翔体等に用いての直接仕様は実質的に困難となる。科学的根拠に基づき、同位体濃縮や照射による U の改質には 3-12 か月要すると判断できるため、実用性区分が 4 相当となる。ただし、ADS 燃料の U 同位体割合に着目すると、全サイクルを通じて ^{234}U が常に 80 wt.% を超えており、 ^{238}U は 0.01 wt.% 以下である。 ^{234}U は単体での BCM が 111 kg 程度であり、かつ 80 wt.% ^{234}U と 20 wt.% ^{235}U の U の BCM は 80 kg 程度と、 ^{238}U を主たる同位体とした場合とでは、一桁小さくなるため、同位体濃縮や照射を行わずに直接 NED に転用されるリスクが大きい。よって、ADS 新燃料に関しては、 ^{235}U の濃縮度による区分けは行わず、実用性区分を 2 か 3 とするのが妥当と考えられる。さらに、ADS 新燃料においては、窒素(N)や希釈材の Zr、また Pu が含まれているだけではなく、MA が重核(HM)中の半分程度を占め、An に付随して回収された核分裂生成物(FP)のレアアース(RE)が HM 中の 3.3 wt.% を不純物として占めている [13]。最も蓄積する第 10 サイクル目でも、HM 中の U が 6.35 wt.% 程度であるのに対し、MA や RE が有意に含まれているため、ADS 新燃料を未照射燃料として扱うべきか、照射済燃料として扱うべきか、議論の余地があり、その結果によって、実用性区分が変わる。以上の理由から、今後、規制者や IAEA と議論すべき課題は残るが、ADS 燃料の Processing phase の実用性区分は 2 と 3 のいずれかとなる。最後に、使用済燃料においては、照射済燃料と位置付けられるため、ADS の第 1、第 10 サイクルの燃料および BWR の燃料のいずれにおいても実用性区分 3 となった。

表 2 Attractiveness 評価結果[11]

盗取対象				Processing phase	Utilization phase	
新燃料 / 使用済燃料	施設 (燃料)	サイクル	NED-type	Conversion time	BCM (kg)	発熱量 (kW/BCM)
新燃料	ADS ((An ^a +RE ^b +Zr)N)	1 st	U	[2]/[3]	180 [2]	0.026 [1]
		10 th			93.9 [2]	0.019 [1]
	BWR (MOX)	-	Pu		[2]	13.6 [1]
使用済燃料	ADS ((An+RE+Zr)N)	1 st	U	[3]	113 [2]	0.080 [1]
		10 th			94.2 [2]	0.019 [1]
	BWR (MOX)	-	Pu		[3]	15.8 [1]

a. An: アクチノイド(U, Np, Pu, Am, Cm)

b. RE: レアアース(Y, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd)

4-2. Utilization phase

まず、BCM に着目する。BWR の新燃料と使用済燃料の中の Pu 組成を対象とした解析結果はそれぞれ 13.6kg と 15.8kg であり、いずれも 80kg 未満となるため、実用性区分1と位置付けられた。一方、ADS 燃料中の U 組成での BCM は、サイクルや新燃料、使用済燃料に関わらず、80kg を超えたため、いずれも実用性区分2となった。ただし、 ^{235}U の蓄積と共に BCM は小さくなる傾向にあるため、11 サイクル以降でいずれ 80kg 未満となる可能性は十分にありうる。これを回避する方法としては、MA の核変換量に影響のない程度で劣化 U などを ADS 燃料に混ぜる、ADS 燃料の再処理において U を FP と共に取り除くなどといった対策案が考えられる。

次に、BCM 当たりの発熱量に着目する。第 1 及び第 10 サイクルの ADS 燃料中の U、BWR の MOX 燃料中の Pu は、新燃料や使用済燃料に関わらず、いずれも 0.45kW/BCM を下回るため、実用性区分1の扱いとなった。

5. 結論と今後の課題

ADS 施設内の燃料貯蔵プールにある燃料集合体(新燃料と使用済燃料)について *Attractiveness* を評価し、一般的な BWR の MOX 燃料集合体(新燃料と使用済燃料)の同評価結果との比較を行った。本研究では、第 1 及び第 10 サイクルの燃料集合体中の U を用いた NED 製造を想定した。その結果、新燃料の Processing phase に関しては、ADS 新燃料を未照射燃料と見なすか、照射済燃料と見なすかにもよるが、サイクルに関わらず、BWR MOX 新燃料と同等か低い *Attractiveness* となった。新燃料の Utilization phase については、サイクルに関わらず ADS 新燃料中の U の BCM が BWR MOX 新燃料中の Pu の BCM よりも大きい実用性区分となり、ADS 新燃料が BWR MOX 新燃料より低い *Attractiveness* となった。使用済燃料の Processing phase については、サイクルに関わらず、ADS 及び BWR MOX とともに FP を含んでおり、照射済燃料とみなされるため、同等の *Attractiveness* となった。使用済燃料の Utilization phase については、新燃料と同様の理由で、サイクルに関わらず ADS 新燃料が BWR MOX 新燃料より低い *Attractiveness* となった。また、多くの TRU や RE を含んでおり、かつ ^{234}U が同位体組成比の多くを占める U を含んでいる ADS の照射前の燃料集合体を、現行の規制基準における新燃料と位置付け

るか照射済燃料と位置付けるか判断が困難であるという新たな課題が抽出された。

謝辞

日本原子力研究開発機構の西原健司氏には、様々なご助言を賜りました。御厚情、深謝申し上げます。また、本論文に対して非常に有益な御意見を頂きました査読者の方々にも深く謝意を表します。

引用・参考文献

- [1] H. Oigawa, et al. "Role of ads in the back-end of the fuel cycle strategies and associated design activities; the case of Japan," J. Nucl. Mater. 415, pp.229–236 (2011).
- [2] C. G. Bathke, et. al., "Summary of a joint US-Japan study of potential approaches to reduce the attractiveness of various nuclear materials for use in a nuclear explosive device by a terrorist group," Global 2013 (2013).
- [3] T. Aoki, et al., "Material attractiveness evaluation of inert matrix fuel for nuclear security and non-proliferation," Annals of Nuclear Energy 126 pp.427-433 (2019).
- [4] International Atomic Energy Agency, "IAEA Safeguards Glossary 2001 Edition," International Atomic Energy Agency, International Nuclear Verification Series No.3 (2002).
- [5] J.T. Goorley, et al. "Initial MCNP6 release overview - MCNP6 version 1.0," LA-UR-13-22934, (2013).
- [6] K. Shibata, et al. "JENDL-4.0: a new library for nuclear science and technology," J Nucl Sci Technol. 48, pp.1–30 (2011).
- [7] Ludwig, S.B., et. al., "Revision to ORIGEN2 – Version 2.2, Transmittal memo of CCC-371/17," Oak Ridge National Laboratory, (2002).
- [8] K. Okumura, et al., "A Set of ORIGEN2 Cross Section Libraries Based on JENDL-4.0: ORLIBJ40," JAEA-Data/Code 2012-032 (2013).
- [9] T. Sugawara, et al., "Impact of impurity in transmutation cycle on neutronics design of revised accelerator-driven system," Annals of Nuclear Energy 111 pp.449-459, 2018
- [10] T. Sugawara, et al., "Development of three-dimensional reactor analysis code system for accelerator-driven system, ads3d and its application with subcriticality adjustment mechanism," J. Nucl. Sci. Technol. 53, pp.2018–2027 (2016).
- [11] A. Oizumi, T. Sugawara, H. Sagara, "Material Attractiveness Evaluation of Fuel Assembly of Accelerator-Driven System for Nuclear Security and Non-Proliferation," Annals of Nuclear Energy, (Under review).
- [12] Y Ando, et al., "使用済軽水炉燃料の核種組成評価," JAERI-RESEARCH 99-004, (1999).
- [13] H. Tateno, et al., "Material balance evaluation of pyroprocessing for minor actinide transmutation nitride fuel," J Nucl Sci Technol. 57(3), pp.224–235 (2020).

アクチノイド単離が困難な TRU 燃料を用いた加速器駆動システムの核不拡散性 Non-proliferation features of Accelerator-Driven System using TRU fuel with separation resistance of an actinide element.

*山口 紗希¹, 大泉 昭人¹, 相楽 洋¹

¹東京工業大学

*Saki Yamaguchi¹, Akito Oizumi¹, Hiroshi Sagara¹

¹Tokyo Institute of Technology

Accelerator-Driven System (ADS) has been studied as one of the partitioning and transmutation technologies to transmute transuranium (TRU) elements under subcritical conditions using spallation neutrons as an external source. ADS uses highly concentrated TRU fuel and a source that generates a huge amount of spallation neutrons. Therefore, ADS would be required to take different measures for non-proliferation from those for conventional nuclear facilities. TRU-silicide fuel and high lanthanide-containing nitride fuel have been studied on the core characteristics and nuclear non-proliferation features, expected to improve these performances. The unique nuclear safeguards approach of ADS is also considered in this study.

1. 緒論

近年、使用済燃料に含まれる高レベル放射性廃棄物処分の負担軽減のために、分離変換技術について多様な研究開発が行われている。加速器駆動システム(Accelerator-driven System; ADS)は、商業サイクルから分離したマイナーアクチノイド(MA)を効率的に核変換することが可能であり、また未臨界状態で運転することから、優れた安全性を有している。ADS は核破砕中性子を外部線源とし、未臨界状態で超ウラン元素(TRU)の核変換を行う。

原子力システムへのより高度な安全性・核不拡散性への要求が高まっている。安全性の高度化のため、事故耐性燃料と呼ばれる革新的燃料開発が世界的に進められている^[1]。同システムの燃料には、TRU-窒化物燃料が提案されている。事故耐性燃料の一つとして、U-シリサイド燃料の開発が進められ、軽水炉での照射実証段階にある^[2]。また、核不拡散性については、ADS が高濃度 TRU 燃料を扱うこと、膨大な中性子源を使用することから、通常の原子力施設とは異なる核不拡散上の措置が求められる可能性があるが、体系的な研究はなされていない。

シリサイド燃料の特徴を TRU 燃料に適用することにより、ADS の核変換特性、安全性に加え、化学的安定性により Pu 単離が技術的に困難となることから、核不拡散性の一体的向上が期待できる。

また、アクチノイドと化学的挙動が極めて類似しているランタノイド元素を多く含有した燃料も、シリサイド燃料同様の技術的困難性を有することから、核不拡散性の向上が期待できる。

そこで本研究では、高い核不拡散性が期待される TRU-シリサイド燃料およびランタノイド高含有燃料を提案し、ADS における炉心特性および核不拡散性を明らかにすることを目的とする。

2. 研究手法

2.1 計算手法

TRU-シリサイド燃料およびランタノイド高含有燃料の特性を評価するため、基本核特性、核・熱的安全性評価、核不拡散性評価を行う。

本研究では、中性子輸送計算に対して三次元連続エネルギーモンテカルロ粒子輸送コード Serpent 2.1.32^[4]を用いて固有値計算を行い、参照元^[5]の三次元炉心解析コード ADS3D との比較を行う。核データライブラリは JENDL-4.0 と ENDF/B-VIIを用い、固有値計算における中性子実効増倍率(k_{eff})の比較および感度解析を行う。高エネルギー陽子ビームによる核破砕中性子源情報作成には、粒子・重イオン輸送計算コード PHITS 3.0.0^[6]を用いる。図 1 に本研究における計算フローを示す。

燃料組成は窒化物燃料(Pu,MA)N+ZrN, TRU-シリサイド燃料(Pu,MA)Si+ZrSi, ガドリニウム含有窒化物燃料(Pu,MA)N+GdN を用いる。炉心体系を幾何形状・物質組成・集集体配置情報をもとに三次元円筒状にモデル化した後、初期組成を作成し、固有値計算を実行する。通常の ADS 炉心は、一般的な高速炉炉心のように六角形の燃料集集体を想定しているが、本研究では図 2 に示すような円筒モデルとして計算を行う。次に燃焼期間を通じて k_{eff} が 0.98 に保たれるような

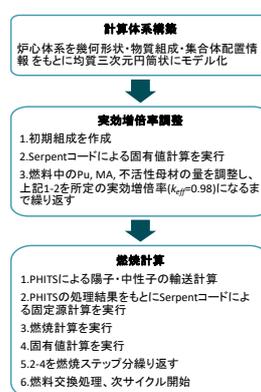


図 1 計算フロー

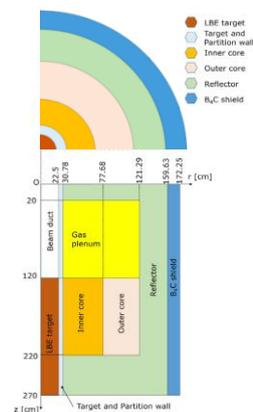


図 2 Serpent における解析モデル体系

TRU-シリサイド装荷量、希釈物質装荷量の要件を導出する。燃焼サイクルは 800 MW 熱出力で 600 日とし、冷却期間は 4 年とする。燃料中の Pu、MA、不活性母材の量を調整し、組成作成および固有値計算を所定の k_{eff} になるまで繰り返す。その後 PHITS により核破砕中性子源を作成し、Serpent により核破砕中性子源を用いた固定源計算を実行し、燃焼計算および固有値計算を行う。

2.2 核不拡散性評価

核不拡散性は、核物質の不正利用価値(Material Attractiveness)評価および、施設の不正利用評価により行う。Material Attractiveness の評価は、敵対者が施設から燃料集合体を盗取するフェーズ(Acquisition phase)、盗取した燃料集合体を純粋な Pu 製の NED に処理するまでのフェーズ(Processing phase)、処理した NED を使用するフェーズ(Utilization phase)の 3 つに分けて行われる⁷⁾。本研究では窒化物燃料(Pu,MA)N+ZrN, TRU-シリサイド燃料(Pu,MA)Si+ZrSi, ガドリニウム含有窒化物燃料(Pu,MA)N+GdN を盗取対象とし、窒化物燃料との比較を行う。

また、ADS が、核燃料取扱施設内での高強度核破砕中性子源の使用施設であり、これまでにない保障措置アプローチが求められる可能性がある。核破砕中性子源の不正利用評価を行い、設計情報検認等、ADS 固有の保障措置アプローチを検討する。

3. 結果

ADS3D と Serpent の固有値計算における k_{eff} を表 1 に示す。核データライブラリが共通であっても k_{eff} がわずかに異なる要因として考えられるのは、ADS3D は決定論に基づき中性子輸送計算を実行することに対し、Serpent はモンテカルロ法を用いていることから統計誤差が含まれていることが挙げられる。図 3 に Serpent における核種感度解析の結果を示す。核種毎の核データライブラリ間の違いが k_{eff} に与える影響を調べるために、JENDL-4.0 を用いた固有値計算において 1 核種のみに対して ENDF/B-VII を用い、JENDL-4.0 からの k_{eff} の相対的な差($\Delta k_{eff} = k_{eff_JENDL} - k_{eff_ENDF}$)を調べた。図 3 より、N-15 および Am-241 が k_{eff} の不確かさに大きく寄与していることがわかった。

未照射の TRU-シリサイド燃料中のウランの核不拡散性評価のため、国家主体の敵対者を想定し Processing phase における Material Attractiveness の評価を行なった。評価指標として、IAEA が定める転換時間による 4 段階の区分((1)7-10 日、(2)1-3 週、(3)1-3 ヶ月、(4)3-12 ヶ月)を用いた⁸⁾。未照射の TRU-窒化物燃料の実用性区分は、未照射とみなす場合は(2)、照射済とみなす場合は(3)となる⁹⁾。一方、U-シリサイド燃料の再処理においては Si 分離のための多段化学処理に 1-3 ヶ月を要すると報告されており¹²⁾、TRU-シ

リサイド燃料中から純粋なウランを抽出する場合についても同様の処理を要すると考えられるため実用性区分は(3)となる。したがって、TRU-シリサイド燃料中のウランの Material Attractiveness は窒化物新燃料と同等以下となることがわかった。

表 1 計算コード間における k_{eff} の比

Nuclear data library	ADS3D		Serpent	
	JENDL-4.0	ENDF/B-VII	JENDL-4.0	ENDF/B-VII
k_{eff} (1st cycle BOC)	0.98	0.97466	0.98108	0.97466

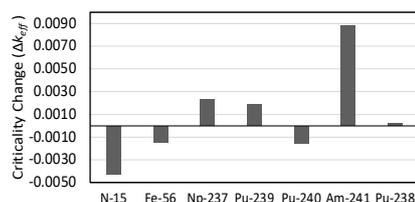


図 3 k_{eff} に対する核種感度

4. 結論

中性子輸送計算に対して三次元連続エネルギーモンテカルロ粒子輸送コード Serpent と参照元である三次元炉心解析コード ADS3D を用いて初期燃料組成時の固有値計算を行なったところ、同一ライブラリでは k_{eff} はよく一致した。また、JENDL-4.0 と ENDF/B-VII 間での k_{eff} を比較したところ、その差は $\Delta k_{eff} = 0.00642$ となった。感度解析の結果より、N-15 および Am-241 が k_{eff} の不確かさに大きく寄与していることが明らかになった。

Processing phase における TRU-シリサイド燃料中のウランの Material Attractiveness は窒化物新燃料と同等以下となり、再処理において核不拡散性が向上することがわかった。

今後、決定した炉心仕様を用いて熱解析および MA 核変換特性を行う。また、核不拡散性を評価するために、再処理工程でのシリサイド燃料およびランタノイド高含有燃料の特性を考慮した Material Attractiveness 評価、施設の不正利用評価により、ADS 固有の保障措置アプローチを検討する。

参考文献

- [1] A. Csontos *et al.*, EPRI (2019).
- [2] N. Mitsuboshi *et al.*, Ann. Nucl. Energy (2021).
- [3] T. Sugawara *et al.*, JAEA-Data/Code 2014-024 (2014).
- [4] J. Leppänen, VTT Technical Research Centre of Finland (2015).
- [5] T. Sugawara *et al.*, Ann. Nucl. Energy (2018).
- [6] T. Sato *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol (2018).
- [7] C. G. Bathke, *et al.*, Global 2013 (2013).
- [8] IAEA, "IAEA Safeguards Glossary 2001 Edition," IAEA, International Nuclear Verification Series No.3 (2002).
- [9] A. Oizumi *et al.*, Ann. Nucl. Energy (Under review).

北朝鮮の低出力核兵器実験の分析ならびに核兵器近代化の問題

Analysis of North Korea's low-yield nuclear weapons test and issues of nuclear weapons modernization

*笹野 夏暉¹, 池上 雅子¹

¹ 東京工業大学

*Natsuki Sasano¹, Masako Ikegami¹

¹ Tokyo Institute of Technology

The CTBTO detector and South Korea's Radionuclear Species Management Post suggested that North Korea conducted a nuclear test in 2010. However, it is thought that this was a very low output because it was only a nuclide and was not detected by an earthquake. In addition, high-power nuclear weapons were the mainstream of US nuclear weapons during the Cold War, but now they are shifting to low-power nuclear weapons. This suggests a change in the way nuclear weapons should be, leading to problems that require a review of nuclear material management and security systems.

1. 緒言

CTBTOの核種検知器より2010年に北朝鮮が低出力核爆発の実験を行ったことが、元スウェーデン国防研究所・CTBTO分析官であるLars-Erick De Geerの論文より明らかになった。^[1] 内容としては爆発による振動の検知はされていないが周辺国にある核種検知器より放射性核種が観測されたというものである。これは核爆発によるものであるという分析結果から、非常に低出力の核爆発実験が行われたというものであった。他方、*Nuclear Posture Review 2018*^[2]に明記されている通り米国においても小型核兵器の実戦使用可能性が示唆されている。米国以外の核保有国に関しては安全保障上の理由から公開されていないが、おそらく同様の核兵器システムの小型化シフトが起こっていると考えられる。

本研究では開示されている情報を元に米国の核兵器の小型化、近代化が現実起こっているかを統計学的に示す。またこれにより核兵器の使用目的が変化する為、安全保障の見直しが差し迫っていると考えられる。よって核兵器の近代化において現在の核不拡散制度の問題を分析し、安全保障に貢献する。

2. 研究手法

2-1. 非階層クラスタリングの概要

米国における核兵器小型化を統計学的に示すために非階層クラスタリングという手法を使う。

非階層クラスタ分析とは、異なる性質のものが混ざり合った集団から、互いに似た性質を持つものを集め、クラスタを作る方法の1つであり、階層クラスタ分析と異なり、階層的な構造を持たず、あらかじめいくつかのクラスタに分けるかを決め、決めた数にサンプルを分割する方法であ

る。あらかじめいくつかのクラスタに分けるかは、分析者が決める必要があり、最適クラスタ数を自動的に計算する方法は確立されていない。非階層クラスタ分析の代表的な手法である、「k-means法」は、「クラスタの平均 (means) を用い、あらかじめ決められたクラスタ数「k」個に分類する」ことに由来している^[3]。

2-2. 非階層クラスタリングの数学的プロセス

前提としてデータ集合 $X = \{x_1, x_2, \dots, x_N\}$ のデータが用意されており、データは D 次元のユークリッド空間であるとする。またクラスタは k 個に分かれるものとする。

1. μ_k をランダムに指定する。
2. $r_{nk} = 1$ if $k = \operatorname{argmin}_j (x_n - \mu_j)^2$ else 0 によりデータをクラスタに割り当てる。これは各データ点が最も近い重心に割り当てられていることを意味している。
3. 重心を更新する為にクラスタリングされているグループにおける新重心を決めるため、重心と各点の距離を表す $L = \sum_{n=1}^N \sum_{k=1}^K (x_n - \mu_k)^2$ の偏微分が 0 となる点を探す。
4. $\frac{\partial L}{\partial \mu_k} = 2 \sum_n r_{nk} (x_n - \mu_k)$
5. 4. を μ_k について解くと $\mu_k = \frac{\sum_n r_{nk} x_n}{\sum_n r_{nk}}$ となり重心が更新される。この数学的プロセスは図1のようになる。

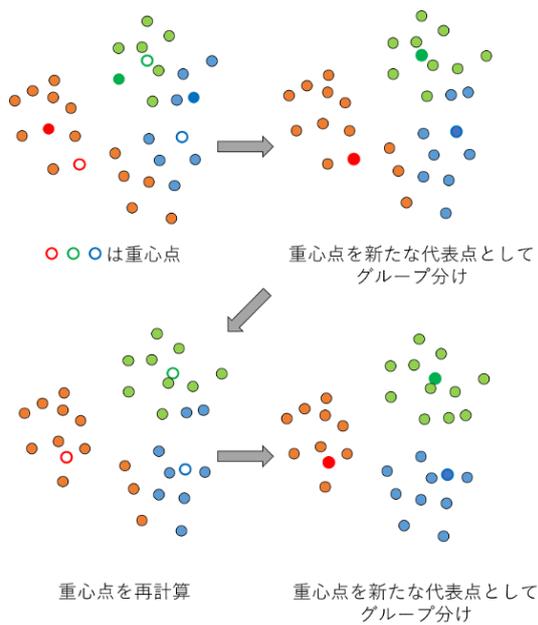


図 1 クラスタリングのプロセス [4]

3. 核兵器システムのクラスタリング結果

3-1. 使用パラメータ

米国から開示された情報 [5] をもとに、第二次世界大戦で使用されたリトルボーイから現在までの核兵器に関する情報を収集した。時代の流れとともに核兵器のあり方が変化していると仮定して、年間と収量の散布図を作成し、その相関係数を計算したところ、 -0.23 とほとんど関係がないことがわかった。そこで、威力に加えて重量情報を収集し収量と重量パラメータを用いてクラスタリング分析を行った。

また化学爆薬や構造物などすべてを含めた重量が減少方向にある状態を核兵器の小型化といい、同収量に対し重量が減少方向にある状態を核兵器の効率化とここで定義する。

3-2. WW2 から現在までの核兵器クラスタリング

図 2 は第二次世界大戦から現代に至るまでの核兵器情報をクラスタリングしたものである。

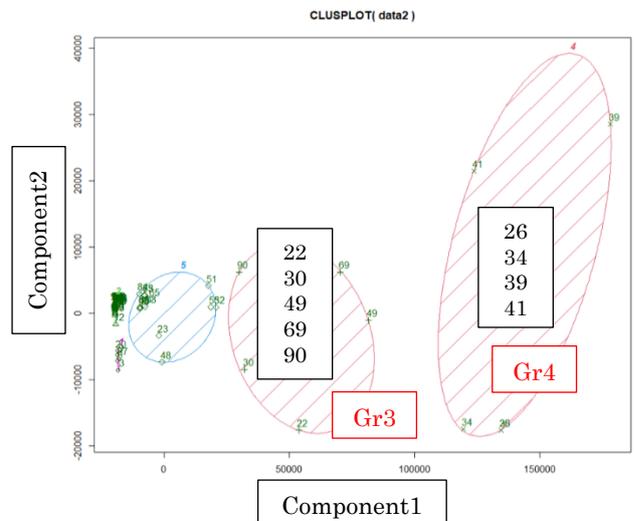


図 2 WW2 から現在における横軸重量、縦軸威力の核兵器クラスタリング結果

Gr(Group)3 と 4 は、主に冷戦時代に製造された核兵器で、サイズとパワーを大きくする政策をとっていたことを示唆している。また冷戦期以外のもはその他の Gr に分類され異なるクラスタリングを作っていることがわかる。しかし今回の分析焦点は核兵器の近代化である為、威力を限定的なものにして再度評価を行った。

3-3. Yield<1000kT の核兵器クラスタリング

ここでは、リトルボーイやファットマンなど初期のものが図 3 の Gr2 にあり、最新の核兵器は左側に集まってクラスタリングを形成している。従って、統計的手法を用いて、核兵器の技術的なシフトが起こっていることが判明した。

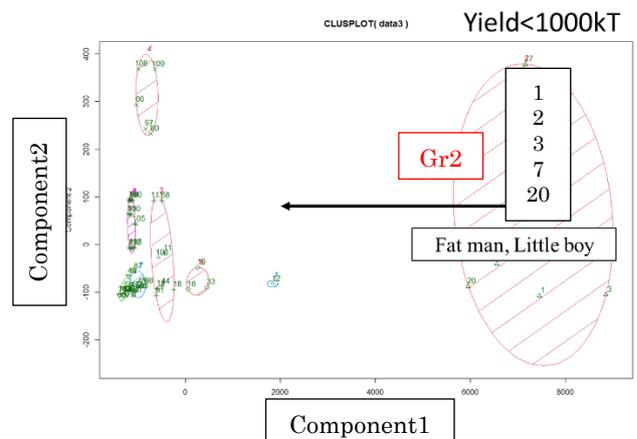


図 3 WW2 から現在における横軸重量、縦軸威力の核兵器クラスタリング結果(Yield<1000kT)

よって 3-2. 3-3.の結果より核兵器システムの変化は、初期、冷戦期、現代という 3 つのフェーズ

を経ていることが明らかになった。

4. 核物質管理及び安全保障体制

このように核兵器は近代化へのシフト、即ち効率的に破壊可能な兵器へと変化している。よって現在の核不拡散体制における核物質管理、及び安全保障体制の問題を分析する必要がある。

4-1. 核物質管理の問題点

保障措置における有意量(SQ)は表 1 のようになっており IAEA は各施設に対し、この有意量を目標として保障措置手法を設計するように要請している。

表 1 Significant Quantity [6]

Material	SQ
<i>Direct use nuclear material</i>	
Pu ^a	8 kg Pu
²³³ U	8 kg ²³³ U
HEU (²³⁵ U ≥ 20%)	25 kg ²³⁵ U
<i>Indirect use nuclear material</i>	
U (²³⁵ U < 20%) ^b	75 kg ²³⁵ U (or 10 t natural U or 20 t depleted U)
Th	20 t Th

^a For Pu containing less than 80% ²³⁸Pu.

^b Including low enriched, natural and depleted uranium.

しかしこの SQ 値が定められたのが INFCIRC/153 が発行された 1972 年であり、現代の技術進歩を考慮していないため SQ 値の定量的な分析と見直しが必要である [7]。

4-2. 安全保障体制の問題点

NPT (核不拡散条約) [8] 第 1 条は、核兵器国のための条約であるが、非核兵器国に対しては核拡散を行ってはならないとしているだけである。第 6 条は核軍縮が努力目標として記載されているだけである。また米露間の代表的な軍縮条約である新 START [9] に注目してみると戦略核弾頭の配備数は米露ともに 1550 発に制限されているが、戦術核弾頭は数量制限なく備蓄できる。このように、現行の安全保障体制は核兵器の近代化即ち小型化・効率化に適応していない。

5. 結論

De Geer の分析結果から CTBTO の核種検知器により北朝鮮の低出力核兵器実験が明らかになり、本論文より米国による核兵器の小型化が明らかになった。また NPR (*Nuclear Posture Review*) 2018 [2] では、低出力核兵器へとシフトすることを

示唆しているのが、現実に核兵器の近代化が行われている可能性は高いと言える。これは抑止力として用いられていた大量破壊兵器としての核兵器から実戦使用可能なポータブルな兵器へのシフトを意味し、小型核兵器の実戦使用や核テロの蓋然性を高める。従って、核物質管理ならびに安全保障体制の見直しも必要になり、今後の研究の課題である。

謝辞

本論文の校正並びに助言を頂いた相楽准教授に感謝いたします。また核物質管理や安全保障体制に関しての助言を頂いた IAEA 職員様にも感謝します。

引用・参考文献

- [1] L.-E. DeGeer, “Radionuclide Evidence for Low-Yield Nuclear Testing in North Korea in April/May 2010,” *Science & Global Security*, 2012.
- [2] OFFICE OF THE SECRETARY OF DEFENCE, “Nuclear Posture Review,” 2018. [オンライン]. Available: <https://media.defense.gov/2018/Feb/02/2001872886/-1/-1/1/2018-NUCLEAR-POSTURE-REVIEW-FINAL-REPORT.PDF>.
- [3] 株式会社 ALBERT, “Basic Knowledge on Data Analysis,” 株式会社 ALBERT, [オンライン]. Available: https://www.albert2005.co.jp/knowledge/data_mining/cluster/non-hierarchical_clustering.
- [4] Lrdge.ai, “クラスタリングとは,” Lrdge.ai, [オンライン]. Available: <https://lrdge.ai/clustering/>.
- [5] Carey Sublette, “Complete List of All U.S. Nuclear Weapons,” 12 7 2020. [オンライン]. Available: <https://nuclearweaponarchive.org/Usa/Weapons/Allbombs.html>.
- [6] IAEA, “IAEA SAFEGUARDS GLOSSARY 2001 Edition,” 2001.
- [7] C. E. P. Thomas B. Cochran, “The Amount of Plutonium and Highly-Enriched Uranium Needed for Pure Fission Nuclear Weapons,” *Natural Resources Defense Council*, 1995.
- [8] IAEA, “TREATY ON THE NON-PROLIFERATION OF NUCLEAR WEAPONS,” IAEA, 1970.
- [9] U.S and Russia, “TREATY BETWEEN THE UNITED STATES OF AMERICA AND THE RUSSIAN FEDERATION ON MEASURES

FOR THE FURTHER REDUCTION
AND LIMITATION OF STRATEGIC
OFFENSIVE ARMS," 2010.

中小型高速炉への受動的炉停止デバイス導入による安全性・セキュリティ性の効果

(1) 研究計画

Improving nuclear safety and security performance of small and medium scale fast reactors
by a passive reactor shutdown device

(1) Research Plan

*岡崎 陽香¹, 三星 夏海¹, 川島 正俊¹, 相楽 洋¹

¹東京工業大学

*Haruka Okazaki¹, Natsumi Mitsuboshi¹, Masatoshi Kawashima, Hiroshi Sagara¹

¹Tokyo Institute of Technology

A new subassembly-type passive reactor shutdown device has been researched to enhance the diversity and robustness of prevention measures for core disruptive accidents in a large scale sodium cooled fast reactor. The objectives in this research is to evaluate the improvement of nuclear safety and security performance of a small and medium scale fast reactor by a passive reactor shutdown device. In this paper, the research plan is described.

1. 緒言

次世代 Na 冷却高速炉として高レベル放射性廃棄物に含まれるマイナーアクチノイド(MA)を回収し燃料として活用する MA 含有 MOX 燃料や、低ボイド反応度炉心の研究開発が日仏等で進められている。また、大型 Na 冷却高速炉の「多様性」と「頑健性」を強化する新しい集合体の受動的炉停止デバイス（以降デバイスと呼ぶ。）の工学的成立性ならびに実現性が研究されている。このデバイスは、事故時に所定の温度で液相化し、短時間で大きな負の反応度が挿入される(図 1)[1]。

中小型炉は、革新的技術の採用による高い固有安全性と経済性、導入のしやすさから、社会的受容性の高い技術オプションとして期待されている[2]。また、高速炉の中小型化により、ボイド反応度はさらに低下し、必要最小数のデバイスを導入することにより、炉心損傷事故を実質的に排除することが期待される。

本研究では、このデバイスの中小型高速炉への適用効果を評価することを目的とする。本論文では、その研究計画について述べる。

2. 研究手法

2-1. 中小型高速炉へのデバイスの使用

現在研究開発が進められている大型高速炉炉心のデバイスを図 1 に示す。このデバイスは、デバイス燃料ピン中に定常運転時に固体、事故時に所定の温度で液相化する燃料物質を封入したものである。一部の通常燃料集合体と置き換えることで、事故時に液相化した燃料をデバイス燃料ピンの下部に移動させ、短時間で大きな負の反応度が挿入される[1]。

今回想定する中小型高速炉炉心は熱出力 70 万

kW 級であり、必要なデバイス本数は大型炉より少なくなると予想される。

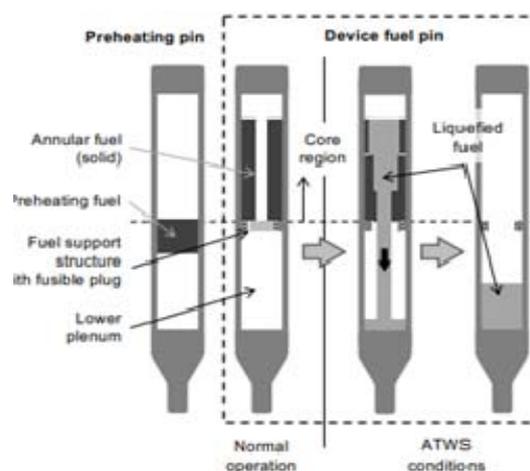


図 1 デバイス燃料ピンの構造

2-2. ドライバー燃料の検討

可燃性毒物・親物質である MA の Am を MOX 燃料に装荷した場合と、通常 MOX を装荷した場合とで、炉心の燃焼計算を行う。MA を燃料に装荷した場合、ボイド反応度係数が従来の MOX 燃料より上がるため[3]、デバイスが働いたときに求められる負の反応度挿入効果も変化する。よってボイド反応度係数をそれぞれの燃料で評価する。

2-3. 解析手法

断面積ライブラリでは JENDL4.0 に基づいた高速炉用炉定数ライブラリである UFLIBJ4. を使用し、図 2 に示したような中小型高速炉炉心での分割した領域ごとに SLAROM-UF を用いて実効断

面積を求める。次に CITATION コードを使い SLAROM-UF で作成した実効断面積を用いて拡散燃焼計算を行う。

上記の計算コードを用いて、中小型高速炉での Am 含有 MOX 燃料と通常 MOX 燃料の燃焼計算、ボイド反応度係数評価を行い、またその炉心へデバイスを装荷した場合の反応度効果、過渡時の評価を行う。

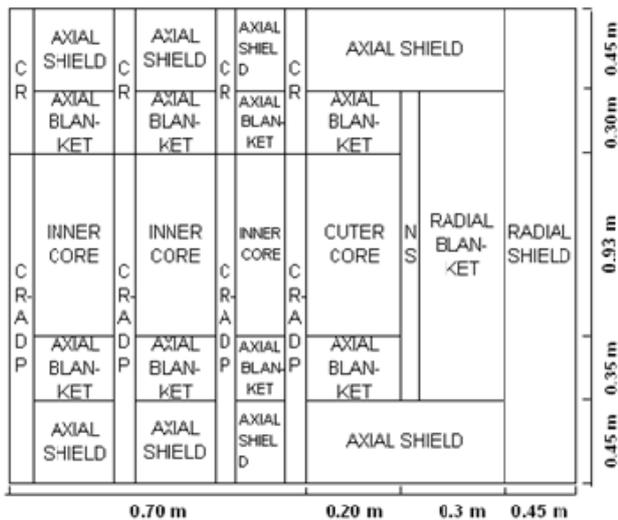


図 2 中小型高速炉モデル (RZ) ^{4,5}

3 研究計画

本研究の計画とその流れを図 3 に示した。

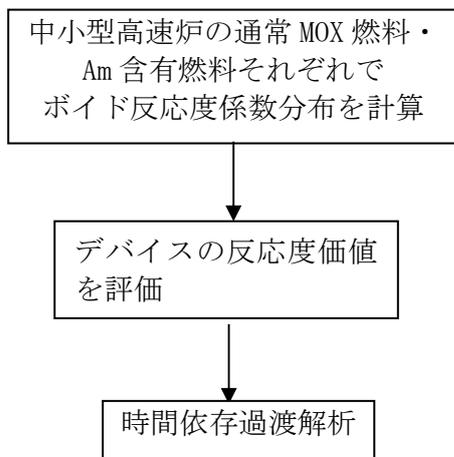


図 3 研究フロー

4. 結言

本論文では、受動的炉停止デバイス中小型高速炉への適用効果を評価することを目的とし、その研究計画について述べた。

引用・参考文献

- 1 Koji Morita, et al., "DEVELOPMENT OF A PASSIVE REACTOR SHUTDOWN DEVICE FOR PREVENTION OF CORE DISRUPTIVE ACCIDENTS IN FAST REACTORS: PROJECT OVERVIEW AND PRELIMINARY RESULTS", Proceedings ICONE28,2021
- 2 "ADVANCES IN SMALL MODULAR REACTOR TECHNOLOGY DEVELOPMENTS", 2020 Edition, IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS)
- 3 藤岡 里英, 「高速炉サイクルシナリオにおける Pu 量及び質管理による核不拡散性向上 に関する研究」, 2019
- 4 動力炉・核燃料開発事業団, 「高速増殖炉もんじゅ発電所原子炉設置許可申請書」, 1981
- 5 Yoshitalia MEILIZA, et al., "Protected Plutonium Breeding by Transmutation of Minor Actinides in Fast Breeder Reactor", ARWIF,2008

光核分裂反応を利用した同位体組成測定手法に基づく多核種システムの数値解析手法の提案

Proposal of numerical method to solve multi-nuclides system based on Photofission Reaction Ratio methodology

*チン キムウエイ¹, 木村 礼², 相楽 洋¹, 田辺 鴻典¹

¹東京工業大学, ²東芝エネルギーシステム株式会社

*Kim Wei Chin¹, Rei Kimura², Hiroshi Sagara¹, Kosuke Tanabe¹

¹ Tokyo Institute of Technology, ² Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

The principle of Photofission Reaction Ratio (PFRR) method was validated by both Gaussian and Bremsstrahlung photons in extant study where the PFRR is increasing linearly with uranium-235 enrichment value. However, current PFRR method could not solve a multi-nuclides system that involve more than two nuclides due to the instability of the inverse matrix increased with the addition of number of nuclides. This research proposes a numerical method for solving the simultaneous equation onto PFRR to estimate the nuclides isotopic composition. The results obtained have good reproducibility lower than 15% isotopic composition difference.

1. Introduction

The photofission reaction ratio (PFRR) method is an active NDA that can estimate uranium enrichment through the photofission reaction of fissionable nuclides using high-energy photons. The PFRR principle has been proposed and verified using an ideal Gaussian photon source simulation [1, 2]. The feasibility of PFRR for detecting high-enriched uranium (HEU) using bremsstrahlung photons was validated, and the ratio of the photofission reaction rate of the uranium target by a higher over lower photon energy exhibits a linearly increasing relationship with uranium enrichment [3]. However, the current PFRR method which is based on an inverse matrix, encounters difficulties when more than two nuclide systems. In the present paper, a numerical method is proposed for photofission-based nuclear material isotopic composition estimation to solve simultaneous equations for the multi-nuclides system: ²³³U, ²³²Th, and ²³⁸U.

2. Methodology

2-1. PFRR and the simultaneous equation

The PFRR method was developed and validated in past studies where the nuclide composition could be estimated using an inverse matrix derived from the reaction rate density equation as follows:

$$R_i = N_{nuc} \int_{E_{thres}}^{E_{max}} \varphi_i(E) \sigma_{f,nuc}(E) dE$$

The equation above describes the photofission reaction rate R_i (i represents the specific incident photon energy spectrum) where E is the photon energy, E_{thres} is the threshold energy for photofission reaction, E_{max} is the maximum energy, $\sigma_{f,nuc}$ is the microscopic photofission cross section of nuclide nuc , φ is the photon flux, and N_{nuc} is the atomic number density of nuclide nuc . Parameters i and nuc are defined as 1, 2, 3, ..., n and I, II, III, ..., n . This equation is further expanded to obtain an inverse matrix to estimate N_{nuc}

based on the ratio of photofission reaction rate by different incident photon energies as follows [2]:

$$\begin{bmatrix} \frac{N_I}{N_n} \\ \frac{N_{II}}{N_n} \\ \frac{N_{III}}{N_n} \\ \vdots \\ \frac{N_{n-1}}{N_n} \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} \frac{R_1}{R_n} A_{n,I} - A_{1,I} & \frac{R_1}{R_n} A_{n,II} - A_{1,II} & \frac{R_1}{R_n} A_{n,III} - A_{1,III} & \dots & \frac{R_1}{R_n} A_{n,n-1} - A_{1,n-1} \\ \frac{R_2}{R_n} A_{n,I} - A_{2,I} & \frac{R_2}{R_n} A_{n,II} - A_{2,II} & \frac{R_2}{R_n} A_{n,III} - A_{2,III} & \dots & \frac{R_2}{R_n} A_{n,n-1} - A_{2,n-1} \\ \frac{R_3}{R_n} A_{n,I} - A_{3,I} & \frac{R_3}{R_n} A_{n,II} - A_{3,II} & \frac{R_3}{R_n} A_{n,III} - A_{3,III} & \dots & \frac{R_3}{R_n} A_{n,n-1} - A_{3,n-1} \\ \vdots & \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ \frac{R_{n-1}}{R_n} A_{n,I} - A_{n-1,I} & \frac{R_{n-1}}{R_n} A_{n,II} - A_{n-1,II} & \frac{R_{n-1}}{R_n} A_{n,III} - A_{n-1,III} & \dots & \frac{R_{n-1}}{R_n} A_{n,n-1} - A_{n-1,n-1} \end{bmatrix}^{-1} \times \begin{bmatrix} A_{1,n} - \frac{R_1}{R_n} A_{n,n} \\ A_{1,n} - \frac{R_2}{R_n} A_{n,n} \\ A_{1,n} - \frac{R_3}{R_n} A_{n,n} \\ \vdots \\ A_{n-1,n} - \frac{R_{n-1}}{R_n} A_{n,n} \end{bmatrix}$$

where $A_{i,nuc}$ is defined as $A_{i,nuc} = \int \varphi_i(E) \sigma_{f,nuc}(E) dE$. This method can be used to measure the photofission reaction rate ratio R_i/R_n to calculate N_{nuc}/N_n . On present paper, the isotopic composition, IC of nuclides nuc can be calculated with the proposed method based on the value N_{nuc}/N_n . This ratio can be set as the optimization goal, and the object function is defined as [4]:

$$\min \left| \sum_{i=1}^n \sqrt{f(i)^2 - g(i)^2} \right|$$

where the left-hand side equation is described by the inverse matrix of Equation (2) as follows:

$$f(i) = \sum_{j=I}^n \left(\frac{R_i}{R_n} A_{n,j} - A_{i,j} \right) \frac{N_j}{N_n}$$

and the right-hand side equation is described by the positive matrix of Equation (2) as follows:

$$g(i) = A_{i,n} - \frac{R_i}{R_n} A_{n,n}$$

The solver for the simultaneous equations used is Generalized Reduced Gradient (GRG) solver provided as add-in from Microsoft Excel.

2-2. MCNP mono-energy simulations

Photofission simulations and photofission reaction

rate estimations were performed using the MCNP6.2 cloud, a Monte Carlo code coupled with the ENDF/B-VII.1 nuclear cross-section library. Fig. 1 shows the calculation model used in the present study. In this model, the target has a parallelepiped geometry with a thickness of 1 mm and a height of 1 cm in a 200 x 400 x 400 mm vacuum box. A point source of photons is defined at the origin which travels along the x-axis in the mono-direction and impinges on the target of the study, rendering the photofission reaction.

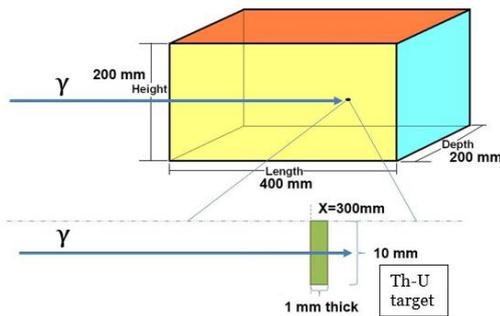


Fig. 1 Calculation model for photofission reaction

The photon energies simulated were 6, 6.5, 7 and 11 MeV. These four formed 3 different energies combination, while three compositions evaluation cases were conducted with varied atomic fraction: ($^{238}\text{U} : ^{233}\text{U} : ^{232}\text{Th}$) = (0.4 : 0.3 : 0.3), (0.8 : 0.1 : 0.1) and (0.1 : 0.4 : 0.5).

3. Results

Table 1 shows the relative composition errors results of the different cases. Relative errors are calculated with the ratio of composition difference to actual composition. Among the 3 energy combinations, 6.5 – 7 – 11 MeV seems to have the smallest relative errors, especially for the first evaluation composition case where the relative differences were kept within 10%, see Fig. 2. It can be seen that for very low composition such as 10%, the relative differences are quite high, up to 69% ($10 \pm 6.9\%$ estimated composition). However, the relative difference greatly reduces with the increasing actual composition, like ranges from 3% to 7% for 0.8 ^{238}U . Out of the three nuclides, ^{233}U also seems to have the largest relative errors especially in the first case of 0.3 ^{233}U where it has averagely 10% relative errors comparing to the same composition 0.3 ^{232}Th below 5%. This clearly improved the estimation accuracy from PFRR method which has relative errors larger than 90%.

4. Conclusion

The proposed method worked on solving multi-nuclides system where result shows good reproducibility within 25% relative composition errors for 6.5 – 7 – 11 MeV photon energy

combination except ^{233}U nuclide.

Table 1 The relative composition errors result

Nuclides	Actual composition (at. fraction)	6 - 7 - 11 MeV	6.5 - 7 - 11 MeV	6 - 6.5 - 11 MeV
		Relative composition errors		
U-233	0.3	0.134	0.098	0.159
U-238	0.4	0.062	0.088	0.144
Th-232	0.3	0.052	0.019	0.033
U-233	0.1	0.556	0.547	0.629
U-238	0.8	0.035	0.063	0.073
Th-232	0.1	0.274	0.047	0.046
U-233	0.4	0.096	0.043	0.121
U-238	0.1	0.240	0.252	0.691
Th-232	0.5	0.028	0.016	0.042

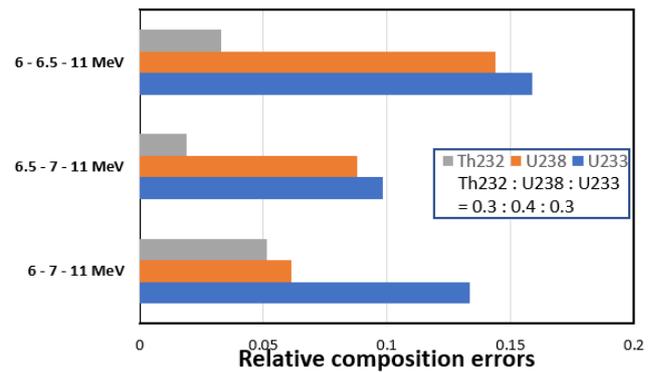


Fig. 2 Relative composition errors for each different photon energy combinations

Acknowledgement

The authors express gratitude to Dr. K. Kosako for providing the ACE format photonuclear cross section library of the ^{232}Th and ^{233}U .

References

- [1] Kimura R., Sagara H., Chiba S., 2016. Principle validation of nuclear fuel material isotopic composition. J. Nuc. Sci. & Eng. 1177471.
- [2] Kimura R., Sagara H., Chiba S., 2017. Precision requirement of the photofission cross section for the nondestructive assay. EPJ Web of Conferences. 14609041.
- [3] Chin K.W., Sagara H., Han C. Y., 2021. Application of photofission reaction to identify high-enriched uranium by bremsstrahlung photons. Annals of N.E. Vol. 158, 108295.
- [4] Chin K.W., Kimura R., Sagara H., Tanabe K., 2021. Numerical method on photofission based nuclear material isotopic composition estimation for the Thorium-Uranium system, N. Sci. and Eng. (Under review)

日本核物質管理学会賛助会員

(2021年10月1日現在)

日本核物質管理学会賛助会員（2021年10月1日現在：31社）

- ◇ 北海道電力株式会社
- ◇ 東北電力株式会社
- ◇ 東京電力ホールディングス株式会社
- ◇ 中部電力株式会社
- ◇ 北陸電力株式会社
- ◇ 関西電力株式会社
- ◇ 中国電力株式会社
- ◇ 四国電力株式会社
- ◇ 九州電力株式会社
- ◇ 日本原子力発電株式会社
- ◇ 電源開発株式会社
- ◇ 国立研究法人日本原子力研究開発機構
- ◇ 日本原子力防護システム株式会社
- ◇ 仁木工芸株式会社
- ◇ 株式会社ニューテック
- ◇ 三菱原子燃料株式会社
- ◇ 株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン

- ◇ 原子燃料工業株式会社
- ◇ 日本原燃株式会社
- ◇ 原燃輸送株式会社
- ◇ 東芝エネルギーシステムズ株式会社
- ◇ 日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社
- ◇ リサイクル燃料貯蔵株式会社
- ◇ 日本原燃分析株式会社
- ◇ 株式会社日立製作所電力ビジネスユニット
- ◇ 富士電機株式会社
- ◇ 三菱重工業株式会社
- ◇ 株式会社ジェイテック
- ◇ 株式会社 IHI / IHI Corporation
- ◇ 三菱電機株式会社
- ◇ 丸紅ユティリティ・サービス株式会社

【日本核物質管理学会第 42 回年次大会開催協力企業】

株式会社永木精機

コーンズテクノロジー株式会社

近藤工業株式会社

太平電業株式会社

三菱重工業株式会社

ミリオンテクノロジーズ・キャンベラ株式会社

株式会社アトックス

仁木工芸株式会社

To the field
75th
for the future

Since
1946

NAGAKI 
WE CAN DO IT

ともに未来へ

SAFETY SPEEDY STRONG

— Team for the future —

株式会社 永木精機

開発 / 製造 / 販売 / メンテナンス

本社 大阪府大東市太子田3丁目4番31号
TEL 072(871)3456(代) FAX 072(871)7167

六ヶ所村工場・青森センター・むつテクノセンター・九州工場
仙台営業所・東京営業所・名古屋営業所・広島営業所
海外事業部・関東サービスセンター・中部サービスセンター

関連会社 株式会社イング



www.ngk-nagaki.com



CORNES Technologies Ltd.

耐放射線カメラシステム



高い耐放射線性と防水性を兼ね備えた小型カメラシステム。パンチルト、ズーム、照明、マイク等のオプションがあり、ITV・CCTVのほか、クレーンやマニピュレータへの組み込みカメラとしても数多く採用の実績あり。近年、高線量（1MGy）にも耐えうる半導体式素子を用いたカメラシステムもリリース。

ドローン対処用レーザー



ドローンにレーザーを照射し、1kmの範囲で撃墜、若しくは3kmの範囲で搭載する光学機器を無効化。自動追尾機能付きで、移動中のドローンも確実に対処可能。

爆発物隔離チャンバー



TNT20Kgに耐えることが可能な爆発物用チャンバー。爆発物を入れてふたを閉めることで、周囲は爆発の影響を一切受けない構造。また、密閉式のタイプは化学剤等を含む爆発物の中で爆発しても、外に化学剤を漏らさない。日本での運用実績もあり。

爆発物検知装置



吸引式の高感度爆発物検知装置。TATP、ホームメイド爆薬、プラスチック爆薬(PETN/RDX, SEMTEX, C4等)、更にマーカなしの爆薬の成分を、ナノグラム精度まで高速で検出可能。

CORNES Technologies **コーズテクノロジー株式会社**

【お問い合わせ先】 コーンズ テクノロジー株式会社
東京本社： 東京都港区芝 3-5-1
大阪営業所： 大阪市西区西本町 1-13-40
URL: <https://www.cornestech.co.jp>

特機営業部
Tel: 03-5427-7565
Tel: 06-6532-1015
Email: ctl-systems@cornes.jp

Cambridge is BACK

近藤工業株式会社と日本ケンブリッジフィルター株式会社は合併し
ケンブリッジフィルターコーポレーション株式会社へ
社名変更いたします



エアフィルタ及びその関連機器／システムの提供を通して、
お客様の求めるPureでCleanな環境創りに貢献いたします。

新しいケンブリッジフィルターコーポレーションに
どうぞご期待ください。

ケンブリッジフィルターコーポレーション株式会社

本 社 … 〒105-0014 東京都港区芝3-14-2 芝ケンブリッジビル Tel (03) 6400-5011 (代) Fax (03) 6400-5022	開発センター … 〒252-0217 神奈川県相模原市中央区小町通2-7-12 相模原3号館 Tel (042) 779-6111 Fax (042) 773-1146
大阪営業所 … 〒550-0004 大阪府大阪市西区靱本町1-10-24 三共本町ビル7階 Tel (06) 6444-0008 Fax (06) 6444-3355	金 沢 工 場 … 〒920-0177 石川県金沢市北陽台3-5 金沢テクノパーク Tel (076) 257-8511 Fax (076) 257-3663
名古屋営業所 … 〒460-0002 愛知県名古屋市中区丸の内2-18-11 合人社名古屋丸の内ビル 2階 Tel (052) 222-1060 Fax (052) 222-1061	那 須 工 場 … 〒329-2745 栃木県那須塩原市三区町628-1 Tel (0287) 47-6781 Fax (0287) 47-6780
九州営業所 … 〒812-0027 福岡県福岡市博多区下川端町1-3 明治通りビジネスセンター別館 8階 Tel (092) 262-6436 Fax (092) 262-6418	相 模 原 … 〒252-0217 神奈川県相模原市中央区小町通2-7-9 相模原1号館 サービスセンター Tel (042) 770-2061 Fax (042) 770-2066
東北営業所 … 〒980-0021 宮城県仙台市青葉区中央1-6-35 東京建物仙台ビル 6階 Tel (022) 217-2211 Fax (022) 217-2277	相 模 原 … 〒252-0217 神奈川県相模原市中央区小町通り2-8-4 流通センター Tel (042) 772-4425 Fax (042) 772-4426
六ヶ所営業所 … 〒039-3212 青森県上北郡六ヶ所村大字尾敷字野附1-35 むつ小川原ビル 1階 Tel (0175) 72-4428 Fax (0175) 72-4429	

<https://cambridgefilter.com>

豊かな社会とこれからも 社会の「当たり前」を支える



BUSINESS&TECHNOLOGY

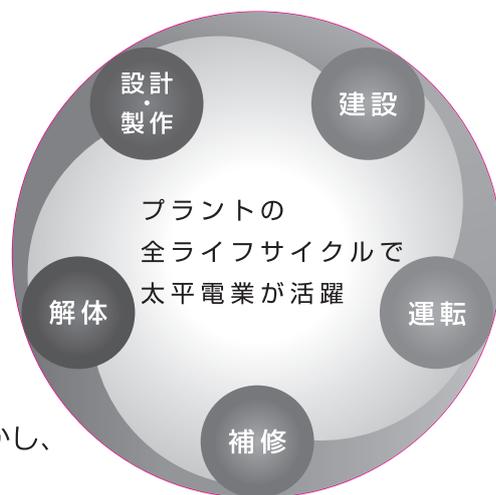
原子力発電とこれからどう向き合い、共存していくかは、

日本の未来にとって大きな課題です。

太平電業は、長年にわたり蓄積されたノウハウと技術力を活かし、

安定稼働のためのメンテナンス作業、

安全な廃止措置に全力で取り組んでいます。



Cert.No. YKA0957590



自然とともに、人とともに。

三菱重工の原子力技術

エネルギーの安定供給と、CO₂削減や資源の有効利用による自然環境の保護。

私たち三菱重工は持続可能な未来を見据え、

原子力プラントメーカーとしての技術と経験をもって、より豊かな暮らしの実現に貢献しています。

人と社会と環境を確かな技術で支える —— 三菱重工グループ。

三菱創業150年

 三菱重工

三菱重工業株式会社 原子力セグメント

〒100-8332 東京都千代田区丸の内 3-2-3 TEL. 03-6275-6200 www.mhi.com/jp

MOVE THE WORLD FORWARD  MITSUBISHI
HEAVY
INDUSTRIES
GROUP



迅速なサイト特性評価を実現



HPGe検出器、CZT検出器、ISOCSSシステムで迅速なサイト特性評価

- ISCOS™は線源不要の効率校正ソフトウェア。測定現場における高精度な効率校正を迅速に行います。
- ボーリング孔、コンクリート壁
(深さ方向のプロファイリングを目的としたスペクトロスコピー)
 - ・コア採取技法、ボーリング孔に挿入するHPGe検出器やCZT検出器などのスペクトロスコピーに斬新なガンマイメージングを連結させる技術を含みます。
 - ・HPGe検出器やCZT検出器とISOCSSシステムで非侵襲的(対象物に直接検出器を挿入しない)測定も可能
- 屋外における広範囲なエアサーベイ
 - ・ヘリコプターからの航空探査
 - ・ISOCSSを用いた種々のガンマ線分析システム
 - ・移動実験室に配備された可搬型の線量率計



現地における放射線計測
ISOCSSを用いたHPGeにより大型土のう袋を計測

深さ方向のプロファイリング



孔内スペクトロスコピーによるBq/gの測定 種々の測定技術が適用可能

- ・HPGeシールドプローブ(UHVクライオスタットと共に電気冷却機能を持つ金属製容器に封入)
- ・孔内(壁面/床面/土壌)の種々の深さにおいて測定が可能

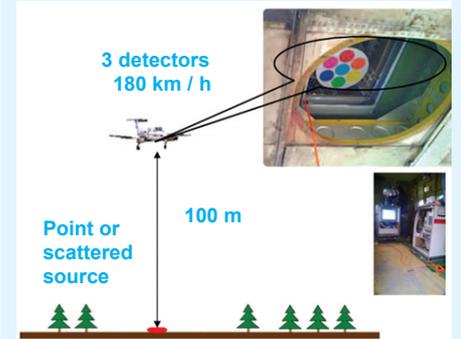
深さ方向のプロファイリング



CZT In-Situ 超小型ガンマ線検出システム

- ・検出器部に高分解能CdZnTe結晶を採用
- ・1mSv/hr程度の高BGでも使用可能
- ・D&D現場でよく使用される測定対象物に最適なISOCSSテンプレート

航空探査



カプセルに入れたHPGeによる 航空測量マッピング

- ・検出器を束ねて高効率にした装置をヘリコプターに積載
- ・相対効率1300%、検出下限19nCi@1m (1分測定)



保障措置用分析システム



Aegis
可搬型HPGeスペクトロメータ



JCC-51型
アクティブWell型
中性子コインシデンスカウンタ



IMCA
ウラン濃縮度分析システム

国内外の叡智をたずさえ、 原子力産業再生の最前線へ。

社会と産業を支えるクリーンエネルギー原子力。

アトックスは、その安全と安定した運転に欠かせないさまざまなメンテナンス事業を展開しています。

原子力発電所、原子燃料サイクル施設、ラジオアイソトープ (RI) 事業所などを対象に

放射性汚染除去、産廃物処理、放射線管理施設の保守・補修業務をはじめ

質の高いトータルメンテナンスを提供しています。

アトックスはこれからも、人と地球を見つめ、

安全・清潔・便利さを追求し続けます。

<業務内容>

■福島復興事業

- 放射線管理 ●環境修復 ●除染作業 ●滞留水処理 ●下水処理 ●廃棄物処理

■原子力発電関連施設・原子燃料サイクル施設のトータルメンテナンス

- 放射線管理 ●放射性汚染除染 ●廃棄物処理 ●ランドリー ●清掃・区域管理
- 設備／装置運転・点検保守 ●輸送 ●分析 ●各種工事

■RI使用施設関連業務及び医療事業関連業務

- 放射線管理 ●放射性汚染除去 ●廃棄物処理補助 ●管理区域内清掃 ●施設／設備運転・点検保守
- 加速器運転 ●フィルター交換 ●デコミッショニング・設備工事 ●放射性薬剤取扱業務 ●同位体販売

人×技術でNext Stageへ

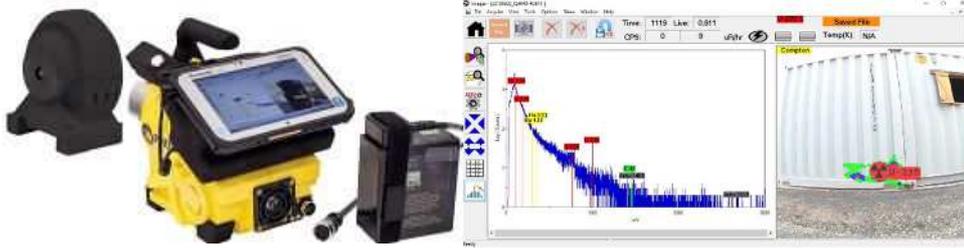


株式会社アトックス

URL: <http://www.atox.co.jp/> (本社) <http://www.atox-isotope.jp/> (同位体販売)

- 本社 社: 〒108-0014 東京都港区芝4-11-3 芝フロントビル TEL.(03)6758-9000 FAX.(03)3453-3821
- 事業開発部: 〒108-0014 東京都港区芝4-11-3 芝フロントビル TEL.(03)6758-9004 FAX.(03)3453-3821
- 技術開発センター: 〒277-0861 千葉県柏市高田1201 TEL.(04)7145-3330 FAX.(04)7145-3649
- RI・医療事業部署: 東海営業所 TEL.(029)282-1662 / 大洗営業所 TEL.(029)266-1331 / 東京営業所 TEL.(04)7141-1321
- 大阪営業所 TEL.(06)6384-6730 / 玄海事業所 TEL.(0955)52-3241

GeGI5 は高分解能 Ge 半導体検出器により緊急時における未知核種の測定・分析を可能にします。また大面積の Ge 半導体と高分解能は核種の分布を素早く表示します。GeGI5 は自動核種 ID、空間線量計算、推定核種定量分析が可能です。Pinhole オプションによりより詳細な場所の特定も可能です。



携帯型核種識別装置、高分解能スペクトラムサーベイ



D5



D3S-ID



RayMon10

最新のD5は 1.5x1.5in の大容量CLLBC検出器を搭載し、2x2inNaI(Tl)相当以上の高効率を持つ RIID です。

D3S-ID は 1x2x0.5inCsI(Tl)検出器を搭載したRIIDで、測定部と表示制御部が独立しているので携帯の他にも様々な使い方を提供します。

RayMon10 は FWHM2.5%(@137Cs)の高分解能 CZT 半導体検出器を採用したスペクトラムサーベイメータです。



各種放射線(γ・n)モニター



GM 式エリアモニタは自由に設定可能な2つの警報レベルとそれに連動したリレー出力を提供します。またネットワークに接続すれば携帯、PC、タブレットからもアクセス可能です。

TSA RPM470 ハンドヘルド放射線モニターは SNM:ASTM C1237 に適合したモニターです。

PC に接続することで各種設定の変更、トレンドグラフを取得することも可能です。



Rapiscan 社(旧 NUCSAFE)では車両、人用通過型の放射線検知器を提供しています。

製品は顧客のニーズに合わせてカスタマイズ可能です。

ANSI N42.38,ANSI N42.35 & IEC 62244,ASTM C1169 Category III, II

低温・バイオ

- ・低温用温度コントローラ
- ・HTc/LTc DC SQUID、応用製品
- ・ヘリウムクライオスタット
- ・液体窒素クライオスタット
- ・連続流型クライオスタット
- ・ヘリウム閉サイクルクライオスタット
- ・超電導マグネット付きクライオスタット
- ・NbTi 超電導マグネット
- ・Nb3Sn 高磁場超電導マグネット

- ・超電導ヘリウム液面計
- ・超電導マグネット用バケットデューワ
- ・半導体検出器用 LN2 デューワ
- ・FRP 製デューワ
- ・³He-⁴He 希釈冷凍機
- ・無冷媒 3He 冷凍機
- ・生物試料保管用液体窒素容器
- ・医療生体試料保管用液体窒素容器
- ・研究用液体窒素保管容器
- ・高温超電導電流リード

- ・液体ヘリウムデューワ
- ・磁気シールドルーム
- ・磁気シールド材料
- ・高温超電導体 (MgB2)
- ・原子力間電子顕微鏡 (AFM)
- ・GM・パルス管冷凍機
- ・スターリング冷凍機
- ・コンピュータフリーザ
- ・操作型電子顕微鏡

放射線計測・材料

- ・高純度ゲルマニウム検出器
- ・Ge・ガンマ線イメージャ
- ・CdZnTe 半導体検出器
- ・SDD/Si(Li)/Si 検出器
- ・³He 中性子検出器
- ・NIM/VME エレクトロニクス
- ・マルチチャネルアナライザー
- ・アルファ線スペクトロメータ
- ・低 BGe/B 計測器
- ・液体シンチレーションカウンター

- ・X線・中性子用ゴニオメータ
- ・X線・中性子用スペクトロメータ
- ・X線/中性子用モノクロメータ
- ・X線用 CCD カメラシステム
- ・バクテリア検出装置
- ・マリネリ容器
- ・SiPM
- ・光電子増倍管
- ・GM 管
- ・サーベイメータ

- ・車両放射線検知装置
- ・後方散乱 X線非破壊検査装置
- ・X線ポリキャビラリ
- ・アルミナ蛍光板
- ・圧電素子
- ・スーパーインシュレータ
- ・ベリリウム窓
- ・研究・工業用各種材料
- ・金属、プラスチック、セラミック、複合材料



仁木工芸株式会社

東京支社 〒140-0011 東京都品川区東大井 5-26-22 TEL (03)4218-4700 (代)FAX (03)4212-3423

大阪営業所 〒592-0002 大阪府高石市羽衣 5 丁目 16-8 TEL (072)242-7611(代) FAX (072)242-7622

URL : <http://www.nikiglass.co.jp>

Email : niki_sales@nikiglass.com

イベント等のご案内

「INMM 本部のワークショップのご案内です」
申し込みされる方は日本核物質管理学会事務局まで連絡願います。

Policy and Technical Fundamentals of Intl Nuclear Safeguards Workshop

Events » Policy and Fundamentals Workshop

Policy and Technical Fundamentals of International Nuclear Safeguards Workshop

Sponsored by the Texas A&M INMM Student Chapter and the INMM Japan Chapter

[Click here to download an informational flyer](#)

When:

January 12 - 14, 2022 - 6:00 - 8:00 pm - USA Central Standard Time

January 13 - 15, 2022 - 9:00 - 11:00 am - Japan Standard Time

Where: Virtual Workshop

Who & What:

This workshop for students and professionals will provide a foundation in the technical and policy aspects of international nuclear safeguards. Participants will be invited to complete a series of online modules—created by the Center for Nuclear Security Science and Policy Initiatives (NSSPI) at Texas A&M and the Integrated Support Center for Nonproliferation (ISCN) in Tokai, Japan—before attending a three-day virtual workshop. The workshop will feature presentations from safeguards experts and practitioners and a student research forum. Full Participants will earn 1 CEU and a Professional Certificate.

Part 1: ONLINE MODULES

- NSSPI: Introduction to Nuclear Security and Safeguards
- ISCN: The Additional Protocol to Safeguards Agreements
- NSSPI: Introduction to the Nuclear Fuel Cycle
- NSSPI: Nuclear Material Accounting
- NSSPI: Containment and Surveillance

Part 2: Workshop

Session 1

Plenary Talks

Guest Speakers

- Jill Cooley, Senior Technical Consultant, Global Security & Strategic Partnerships, Consolidated Nuclear Security, LLC
- Mark Schanfein, Senior Nonproliferation Advisor at Idaho National Laboratory
- Tomonori Iwamoto, Fellow at Japan Nuclear Fuel Limited (JNFL), Former Director of Nuclear Security & Safeguards Division of JNFL

Session 2

Guest Speakers

- Man-Sung Yim, Director, Nonproliferation Education and Research Center, Korea Advanced Institute of Science and Technology (KAIST)
- James Garner, International Safeguards R&D Engineer, Oak Ridge National Laboratory
- Masato Hori, Deputy Director of ISCN

Session 3

Student research forum



日本核物質管理学会

「原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティ」を支える 核物質管理技術開発と次世代人材養成

日本核物質管理学会
会長 齊藤正樹

1. はじめに

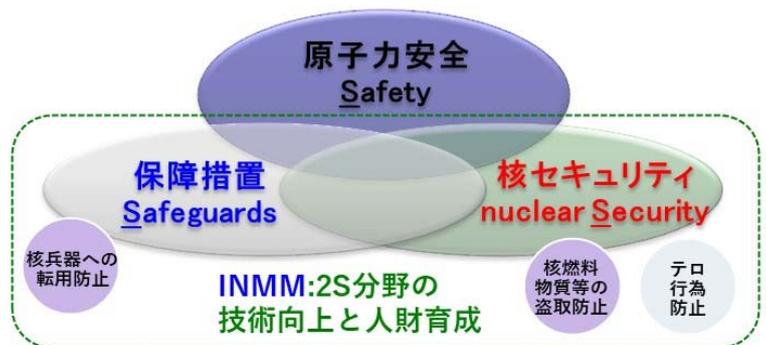
日本は戦後一貫して平和国家としての道を歩み、他国に脅威を与えるような軍事大国とはならず、「原子力基本法」及び我が国の国是である「非核三原則」を堅持し、「核兵器の不拡散に関する条約(NPT)」や「包括的核実験禁止条約(CTBT)」を基に、「原子力の平和利用」を推進してきました。

これからも、「原子力平和利用」に係る核不拡散対応は、我が国の「原子力の研究、開発及び利用」を推進するための基本であり、そのためには、「日米原子力協力協定」などに基づく米国との国際的な連携・信頼関係が非常に重要です。加えて、我が国が「原子力平和利用」に向けて、「既存の原子力施設の維持管理・廃止措置や核燃料サイクル及び関連分野の研究・開発・実用化」を安全に着実に進めることが重要と思います。そのためには、核不拡散に係る「政策」「保障措置」及び「核セキュリティ」分野の**人材が「要」**であります。

2. 日本核物質管理学会

日本核物質管理学会 (INMMJ: Institute of Nuclear Materials Management, Japan Chapter) は、米国に本部がある「核物質管理学会 (INMM: Institute of Nuclear Materials Management) の日本支部」として 1977 年に設立された、核不拡散、国際保障措置、計量・管理、核セキュリティ、輸送・廃棄物処理・処分等の分野における専門家の集まりです。

安倍前首相が 2014 年の核セキュリティーサミットにおいて、安全 (Safety) は基より平和利用を確実に進めるための保障措置 (Safeguards) と核セキュリティ (Nuclear Security) の 3S 取組宣言をしています。日本核物質管理学会は、3S の内、保障措置及び核セキュリティ等における技術向上と人材育成を目的に活動しています。



核物質管理学会は、世界中の核物質管理実務を安全にかつ安心して推進するための科学的、教育的な機関として 1958 年に設立された総勢 1,000 名を超える国際的な学会で、米国に本部を置き、核物質の管理に携わる技術者、研究者、管理者、行政関係者等で組織された専門家による国際的な非営利団体で、「核物質管理及び関連技術」分野における科学的知識、技術的能力、専門的能力、政策的対話、ベストプラクティスなどの促進を通じて、安全で効果的な核物質管理実務に貢献することを使命としています。

核物質管理学会は、米国内の 6 支部を含めて、日本支部をはじめ、英国支部、ロシア支部 (3 支部)、ウイーン支部、韓国支部、ウクライナ支部、モロッコ支部およびナイジェリア支部を併せて世界の 16 の

支部で構成されています。また、「核物質管理及び関連技術」に興味のある大学生や大学院生の科学的・専門的能力の向上を支援するために、米国内の 14 支部を含めて世界で 24 の「学生支部」を設置して活動しています。

日本核物質管理学会の主な活動について紹介します。

① 専門家による技術交流

会員の「核物質管理及び関連技術」分野における科学的知識、技術的能力、専門的能力などの専門力向上の支援のために、年次大会（今年度の年次大会は、2020 年 11 月 19 日（木）～ 20 日（金）の 2 日間、Web 会議方式で開催予定）の開催、各種研究会・セミナー・講演会等の開催、核物質管理時報発行、学会ホームページの一層の充実を図りたいと思います。少子高齢化時代、特に次世代の核物質管理の研究者、技術者、管理者、行政関係者の養成が重要だと思います。

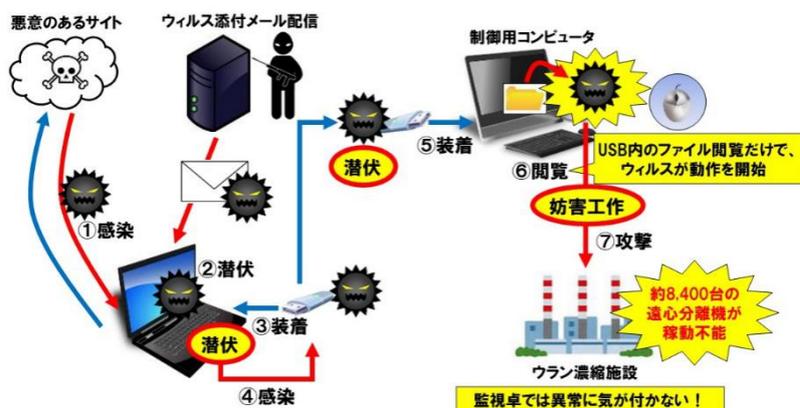
また、当学会が主催する研究会・セミナー・講演会等は、「核物質管理及び関連技術」分野の学会の特色を活かし、学界、国立研究所機関、原子力関連産業界、政府や地方自治体の関係機関などに、広く参加を呼びかけたいと思います。



日本核物質学会年次大会の様子



原子力施設制御システムに係るサイバーセキュリティ研究会の様子



研究会の 1 つのテーマとして取上げた外部と隔離されたプラント制御システムに対するサイバー攻撃の事例

*) 下記の写真は、本学会で発表された保障措置機器開発の例



UF6 シリダ 中のウラン量測定装置 (UCAS) *)



廃棄物コンテナ中の核物質質量測定装置 (WCAS) *)



使用済燃料検認装置 (DCVD) *)



廃棄物ドラム中の核物質質量測定装置 (WDAS) *)

② 対外連携の強化

日本核物質管理学会活動の活性化のために、学界、国立研究所機関、原子力関連産業、政府関係機関などに加え、米国本部や欧州保障措置研究開発協会 (ESARDA: European Safeguards Research & Development Association)、国際原子力機関 (IAEA) 等との国際連携も、引き続き積極的に進めたいと思います。

例えば、2019年10月7~11日、東京国際交流館プラザ平成において、第9回 INMM-ESARDA-INMMJ Joint Workshop “Future Challenge for the Enhancement of International Safeguards and Nuclear Security”を共同開催しました。本国際ワークショップへの国内外の参加者は121名でした。

また、2021年8月12日~26日にオーストリア・ウィーンで開催を予定している米国本部の第62回



ワークショップ全体セッションの様子

年次大会や 2022 年の IAEA シンポジウム、2023 年に欧州で開催予定の第 10 回 INMM-ESARDA-INMMJ Joint Workshop には、ベテラン会員に加えて、若手の技術者、研究者や学生の積極的な参加を奨励・支援したいと思います。



ワークショップ集合写真

③ 学生会員の活動支援

「核物質管理及び関連技術」に興味のある大学生や大学院生の学生会員に 当学会の活動状況などを積極的に紹介し、将来、国内のみならず国際的に活躍する次世代の研究者・技術者・管理者・行政関係者の養成が重要と思います。そのために、現在の「学生部会」を基盤にして、将来は、米国に本部がある核物質管理学会の「**学生支部**」を設立し、海外の「学生支部」の学生会員との積極的な交流・連携を支援したいと思います。

④ 広報活動の充実

原子力平和利用担保のためには国内外への透明性があり、加えて正確な情報発信が重要だと思います。一般の皆さんや関係業界の皆さんのご理解を深めて頂き、更なるご支援を頂くために、当学会の「設立目的」、「果たすべき役割」、「活動状況」等を積極的に広く紹介したいと思います。そのために、既に定期的に発行している核物質管理時報・ホームページなどの一層の充実に加えて、積極的な広報活動に努めたいと思います。

3. 核不拡散（保障措置）・核セキュリティ分野における代表的な今後の課題

今後、我が国が「既存の原子力施設の維持管理・廃止措置や核燃料サイクル及び関連分野の研究・開発・実用化」を安全に着実に進めるためには、以下の対応が肝要です⁽¹⁾。

(1) 保障措置の課題

- 福島第一原子力発電所に対する保障措置対応
- 国内全体での円滑な保障措置の実施/不都合事象の防止
- Pu/HEU取り扱い施設における継続した厳格な保障措置対応
- 廃止措置段階の施設における的確な統合保障措置手法の構築
- 短期通告査察、補完アクセス等の非通常業務への適切対応
- 増加する原子力施設の老朽化に伴う廃止措置の保障措置対応
- 査察のリモート化
- 核セキュリティと保障措置機器の統合化
- 保障措置の信頼性と効率性の向上のための保障措置システム構築や情報収集と解析における「IT 技術」の導入

(2) 核セキュリティの課題

- 廃棄物に対する核セキュリティ対策の国際標準化
- 妨害破壊行為、サイバーセキュリティなど「核テロ対策強化」

- 核セキュリティと保障措置機器の統合化
- 原子力安全と核セキュリティのインタフェース

(3) 研究開発と国際協力の課題

- 脅威の未然の抑止、検知、影響増大の防止・緩和に向け、法規・所管機関等の制度整備と相まって科学技術的手法の継続的進化
- 二国間あるいは多国間の場における国際協力を通じて、最先端分野の技術開発をリードするとともに、グッドプラクティスの一環として原子力新興国等への技術協力を進展させていくことが、世界のトップランナーとしての我が国の責務

など、「核物質管理及び関連技術」分野における多くの技術開発、手法、政策及び規制に係るガイドラインの作成、国際連携・協力等や次世代人材養成に、当学会の貢献が期待されています

4. おわりに

我が国が「原子力平和利用」に向けて、「既存の原子力施設の維持管理・廃止措置や核燃料サイクル及び関連分野の研究・開発・実用化」を安全に着実に進めるために、これからも引き続き、国内の関係機関に加え、INMM 米国本部、欧州保障措置研究・開発協会(ESARDA)、国際原子力機関(IAEA)等との連携を基に、日本核物質管理学会の諸活動を進めたいと思います。

今後とも引き続き、日本核物質管理学会へのご支援・ご協力をよろしくお願い申し上げます、特に、学生を含め、将来の「核物質管理及び関連技術」を支える研究者、技術者、管理者、行政関係者の皆さんが、積極的に日本核物質管理学会の活動に参加し、将来は、国内のみならず国際的な専門家として活躍することを希望します。



(2020年10月10日記)

参考資料

- (1) 齊藤正樹、他「原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティ」、NSA/COMMENTARIES:No.25、原子力システム研究懇話会、日本原子力産業協会、2020年6月発行より1部抜粋

一般会員（所属機関：順不同 /法人格省略）

日本原燃、日本原子力研究開発機構、中部電力、東京電力ホールディングス、東北電力、日本原子力発電、核物質管理センター、東京工業大学、東京大学、京都大学、福井工業大学、電力中央研究所、原子燃料工業、I H I /IHI corporation、ジェイテック、MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング、NEC ネットズエスアイ、木村化工機、東芝原子力エンジニアリングサービス、富士電機、リサイクル燃料貯蔵、千代田テクノル、ニュークリア・デベロップメント、トランスニュークリア、島津製作所、日本原子力防護システム、日本原子力産業協会、原子力資料情報室、原子力安全推進協会、原子力安全技術センター、神戸市立青少年科学館、外務省、量子科学技術研究開発機構、防衛省防衛研究所、原子力規制庁、警察庁科学警察研究所、その他（退職者等）

賛助会員（順不同）

北海道電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、日本原子力研究開発機構、日本原子力防護システム(株)、仁木工芸(株)、(株)ニューテック、三菱原子燃料(株)、原子燃料工業(株)、(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン、日本原燃(株)、東芝エネルギーシステムズ(株)、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)、原燃輸送(株)、リサイクル燃料貯蔵(株)、日本原燃分析(株)、(株)日立製作所電力ビジネスユニット、富士電機(株)、三菱重工業(株)、(株)ジェイテック、(株)I H I /IHI corporation、三菱電機(株)、丸紅ユティリティ・サービス(株)

お問い合わせ先：

日本核物質管理学会事務局

〒100-0011 東京都千代田区内幸町二丁目2-3

日比谷国際ビル2F 220号

TEL：03-6371-5830,5835 FAX：03-6371-5808

E-mail：jimukyoku@inmmj.org URL：<http://www.inmmj.org/>

日本核物質管理学会事務局

〒100-0011 東京都千代田区内幸町二丁目2-3

日比谷国際ビル2F 220号

TEL : 03-6371-5830,5835 FAX : 03-6371-5808

E-mail : jimukyoku@inmmj.org

U R L : <http://www.inmmj.org/>

核物質管理学会 (INMM) 入会申請書

ご入会々員種別： 一般会員 学生会員 (どちらかに☑を入れて下さい。)

- 入会申請は「INMM Membership Application(英文)」も記入の上、本書と併せて日本核物質管理学会事務局に提出下さい。年会費のお支払等は登録完了後に別途ご連絡いたします。
- ①所属組織および②自宅住所等の両方を記入願います。

入会申請者氏名(フリガナ)：	入会申請日 (西暦)：
ご希望の連絡先・資料送付先に☑を入れて下さい。 <input type="checkbox"/> ①所属組織 <input type="checkbox"/> ②自宅住所	
① 所属組織： 住所： 〒 所属組織名または学校名： 所属部課または所属学科： 役職名： 電話番号： FAX 番号： E-mail： ご年齢： <input type="checkbox"/> 10代 <input type="checkbox"/> 20代 <input type="checkbox"/> 30代 <input type="checkbox"/> 40代 <input type="checkbox"/> 50代 <input type="checkbox"/> 60代 <input type="checkbox"/> 70代以上	
② 自宅住所等 住所： 〒 電話番号： FAX 番号： E-mail：	
その他学会への連絡事項等	

核物質管理学会についてのお問い合わせ先
 〒100-0011 東京都千代田区内幸町2丁目2-3
 日比谷国際ビル 日本原燃(株)内
 電話：03-6371-5830 FAX：03-6371-5808
 E-mail：jimukyoku@inmmj.org

Date: _____

First/Given Name: _____ Last Name: _____
Designation: _____ Job Title: _____
(e.g. Jr., III, PhD, MSc, etc.) (e.g. Engineer, Scientist, etc. If Currently student, indicate "Student")
Institution: _____
Street Address: _____
City: _____ ZIP/Postal Code: _____ Country: JAPAN
Phone: _____ Fax: _____
Email: _____

Membership: Regular Student

Type of Organization:

- | | |
|---|--|
| <input type="checkbox"/> Academia (Faculty/Staff) | <input type="checkbox"/> Academia (Undergraduate/Graduate Student) |
| <input type="checkbox"/> Commercial Utility | <input type="checkbox"/> Consultant/Research |
| <input type="checkbox"/> Equipment Manufacturer | <input type="checkbox"/> Government Contractor |
| <input type="checkbox"/> Government or International Agency | <input type="checkbox"/> Military |
| <input type="checkbox"/> Nuclear Material Processing | <input type="checkbox"/> Others |

Fields/Subjects of Expertise: _____

Job Description: _____

(i.e. "Student" or a brief explanation of your professional responsibilities as related to your current job title)

Total Number of Years Work Experience in the field: _____

Please Number Your Top Three Area of Interest 1-3:

- | | |
|--|--------------------------------------|
| ___ ANSI Standards | Membership in Other Societies: _____ |
| ___ Facility Operations | (e.g. ESARDA, WINS, ANS, etc.) |
| ___ International Safeguards | Honors/Honorary Societies: _____ |
| ___ Material Control & Accountability | Other Experience or Training: _____ |
| ___ Non-Proliferation & Arms Control | _____ |
| ___ Nuclear Security and Physical Protection | |
| ___ Packaging, Transportation & Disposition | |

Indicate School:

Indicate Degree & Major: _____
Indicate Date Degree Obtained/Anticipated: _____
Collage or University: _____
Graduate School: _____
Post Graduate School: _____

第 42 回日本核物質管理学会年次大会プログラム委員会

委員長	相楽 洋
副委員長	蛭田 一彦
委員	中村 仁宣
委員	長谷 竹晃
委員	芝 知宙
委員	向 泰宣
委員	田邊 鴻典
委員	中村 慎宮
委員	外崎 絢菜

日本核物質管理学会（INMMJ）事務局

〒100-0011

東京都千代田区内幸町二丁目2-3

日比谷国際ビル2F 220号

TEL 03-6371-5830

FAX 03-6371-5808

Eメール：jimukyoku@inmmj.org

URL：<http://www.inmmj.org>